

Neue Reaktorkonzepte.

Eine Analyse des aktuellen Forschungsstands.

Im Auftrag der
Schweizerischen Energie-Stiftung

Darmstadt,
April 2017

Autorinnen und Autoren

Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert

Öko-Institut e.V.

Geschäftsstelle Freiburg

Postfach 17 71
79017 Freiburg

Hausadresse

Merzhauser Straße 173
79100 Freiburg
Telefon +49 761 45295-0

Büro Berlin

Schicklerstraße 5-7
10179 Berlin
Telefon +49 30 405085-0

Büro Darmstadt

Rheinstraße 95
64295 Darmstadt
Telefon +49 6151 8191-0

info@oeko.de
www.oeko.de

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	6
Tabellenverzeichnis	7
Abstract	9
1. Einleitung	11
2. Charakterisierung und Überblick neuer Reaktorkonzepte	13
3. Bewertungskriterien	18
3.1. Sicherheit	18
3.2. Ressourcen und Brennstoffversorgung	20
3.3. Abfallproblematik	21
3.4. Ökonomie	22
3.5. Proliferation	24
4. Konzeptübergreifend relevante Aspekte	26
4.1. Thorium als alternativer Ressource	26
4.1.1. Bisherige Erfahrungen	26
4.1.2. Sicherheitsaspekte	28
4.1.3. Ressourcenverfügbarkeit und Brennstoffversorgung	28
4.1.4. Abfallproblematik	31
4.1.5. Ökonomie	31
4.1.6. Proliferation	31
4.1.7. Fazit	33
4.2. Partitionierung und Transmutation	33
4.2.1. Grundkonzept von P&T-Systemen	34
4.2.2. Auswirkungen bezüglich der Anforderungen an die geologische Endlagerung	35
4.2.2.1. Radiotoxizität	35
4.2.2.2. Langzeitsicherheit	35
4.2.2.3. Volumenbedarf	36
4.2.2.4. Endlagerfläche	37
4.2.2.5. Zusätzlich anfallende radioaktive Abfälle	37
4.2.3. Proliferation	37
4.2.4. Fazit	38
5. Schnelle Brutreaktoren (Fast Breeder Reactors, FBR)	39
5.1. Systembeschreibung	39

5.2.	Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen	40
5.2.1.	Bisherige Erfahrungen	41
5.2.1.1.	Internationale Konzepte mit Schnellen Reaktoren	43
5.2.1.2.	Nationale Konzepte mit Schnellen Reaktoren	45
5.2.2.	Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand	46
5.2.3.	Erfahrungen mit MOX Brennstoffen	48
5.3.	Bewertung	49
5.3.1.	Sicherheit	50
5.3.2.	Ressourcen und Brennstoffversorgung	52
5.3.3.	Abfallproblematik	52
5.3.4.	Ökonomie	53
5.3.5.	Proliferation	54
5.4.	Fazit	56
6.	Hochtemperatur-Reaktor (HTR)	58
6.1.	Systembeschreibung	58
6.2.	Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen	60
6.2.1.	Bisherige Erfahrungen	60
6.2.2.	Aktuelle Entwicklungsansätze	64
6.2.3.	Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand	65
6.3.	Bewertung	66
6.3.1.	Sicherheit	67
6.3.1.1.	TRISO Brennstoff und maximale Reaktortemperaturen	68
6.3.1.2.	Wassereinbruch	69
6.3.1.3.	Lufteinbruch	70
6.3.1.4.	Unsicherheiten im Sicherheitsnachweis	70
6.3.2.	Ressourcen und Brennstoffversorgung	71
6.3.3.	Abfallproblematik	71
6.3.4.	Ökonomie	72
6.3.5.	Proliferation	72
6.4.	Fazit	73
7.	Salzschmelze-Reaktoren (Molten Salt Reactors, MSR)	76
7.1.	Systembeschreibung	76
7.2.	Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen	79
7.2.1.	Bisherige Erfahrungen	79
7.2.2.	Aktuelle Entwicklungsansätze	82
7.2.3.	Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand	83

7.3.	Bewertung	86
7.3.1.	Sicherheit	86
7.3.2.	Ressourcen und Brennstoffversorgung	90
7.3.3.	Abfallproblematik	90
7.3.4.	Ökonomie	92
7.3.5.	Proliferation	92
7.4.	Fazit	95
8.	Kleine, modulare Reaktoren (Small Modular Reactors, SMR)	97
8.1.	Systembeschreibung	97
8.2.	Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen	99
8.2.1.	Bisherige Erfahrungen	99
8.2.2.	Aktuelle Entwicklungsansätze, Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand	101
8.3.	Bewertung	103
8.3.1.	Sicherheit	103
8.3.2.	Ressourcen und Brennstoffversorgung	106
8.3.3.	Abfallproblematik	106
8.3.4.	Ökonomie	107
8.3.5.	Proliferation	108
8.4.	Fazit	108
9.	Zusammenfassung	110
10.	Anhang	113
	Literaturverzeichnis	115

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 5-1:	Schema eines schnellen natriumgekühlten Reaktors	40
Abbildung 5-2:	Zeitplan für die Entwicklung des Sodium Cooled Fast Reactors (SFR) nach Schätzung des Generation IV International Forum - 2002 vs. 2014	47
Abbildung 6-1:	Schematische Darstellung eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors	60
Abbildung 6-2:	Zeitplan für die Entwicklung des VHTR nach Schätzung des Generation IV International Forum - 2002 vs. 2014	66
Abbildung 7-1:	Konzeptdarstellung eines MSR	77
Abbildung 7-2:	Konzeptdarstellung eines MSR von 1972	79
Abbildung 8-1:	Prinzipienbild des Reaktordruckbehälters des Carem-25	98

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1:	Technology Readiness Levels (TRL)	17
Tabelle 5-1:	Zusammenstellung der experimentellen Schnellen Brüter (Kirchner et al. 2015)	42
Tabelle 5-2:	Liste der Prototyp- und Demonstrations-Brutreaktoren aus (Kirchner et al. 2015)	42
Tabelle 5-3:	Zusammenstellung der kommerziellen Schnellen Brüter aus (Kirchner et al. 2015)	43
Tabelle 5-4:	Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung weltweit	49
Tabelle 6-1:	Bisherige Erfahrungen mit Hochtemperatur-Reaktoren (HTR)	62

Abstract

Seit mehreren Jahrzehnten werden international „neue Reaktorkonzepte“ erforscht. Erklärtes Ziel solcher Entwicklungen ist es, in den Bereichen Sicherheit, Nachhaltigkeit, Ökonomie und Nukleare Nichtverbreitung gegenüber heutigen Kernkraftwerken deutliche Vorteile aufzuweisen. Dabei stellt neben der Weiterentwicklung von Reaktorkonzepten auch die gesamte Thematik der Brennstoffver- und –entsorgung einen integralen Bestandteil der Diskussion um neue Reaktorkonzepte dar.

Im Rahmen dieser Studie werden der gegenwärtige Entwicklungsstand verschiedener ausgewählter Reaktorkonzepte dargestellt, ausgewählte historische Erfahrungen mit der Entwicklung solcher Reaktorsysteme zusammengefasst und eine grundsätzliche Bewertung der Erreichbarkeit der postulierten Vorteile der jeweiligen Systeme mit Blick auf verschiedene Bewertungskriterien (Sicherheit, Ressourcen und Brennstoffversorgung, Abfallproblematik, Ökonomie und Proliferation) vorgenommen. Bei den betrachteten Systemen handelt es sich um Schnelle Brutreaktoren (FBR), Hochtemperatur-Reaktoren (HTR), Salzschnmelze-Reaktoren (MSR) und kleine, modulare Reaktoren (SMR). Keines dieser Reaktorkonzepte konnte – trotz teilweise bereits jahrzehntelanger Forschung und Entwicklung - bisher erfolgreich am Markt etabliert werden.

Übergeordnet kann festgestellt werden, dass zwar einzelne Reaktorkonzepte in einzelnen Bereichen tatsächlich potenzielle Vorteile gegenüber der heutigen Generation von Kernkraftwerken erwarten lassen. Kein Konzept ist jedoch in der Lage, gleichzeitig in allen Bereichen Fortschritte zu erzielen. Vielfach stehen die einzelnen Kriterien untereinander im Wettbewerb, so dass Fortschritte in einem Bereich zu Nachteilen bei anderen Bereichen führen. So führen beispielsweise häufig Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit zu Nachteilen im Bereich der Ökonomie, Vorteile bei der Ressourcenausnutzung stehen vielfach im Widerspruch zu einer Verbesserung im Bereich der Proliferation. Es ist jedoch nicht zu erwarten, dass ein Reaktorkonzept, welches nur in einzelnen Bereichen Fortschritte bietet, zu einer deutlich verbesserten gesellschaftlichen Akzeptanz der Kernenergienutzung beitragen könnte.

1. Einleitung

“An academic reactor or reactor plant almost always has the following basic characteristics: (1) It is simple. (2) It is small. (3) It is cheap. (4) It is light. (5) It can be built very quickly. (6) It is very flexible in purpose ("omnibus reactor"). (7) Very little development is required. It will use mostly "off-the-shelf" components. (8) The reactor is in the study phase. It is not being built now.

On the other hand, a practical reactor plant can be distinguished by the following characteristics: (1) It is being built now. (2) It is behind schedule. (3) It is requiring an immense amount of development on apparently trivial items. Corrosion, in particular, is a problem. (4) It is very expensive. (5) It takes a long time to build because of the engineering-development problems. (6) It is large. (7) It is heavy. (8) It is complicated.”¹

Im Rahmen der Diskussion um die Begrenzung der Laufzeiten der schweizerischen Kernkraftwerke sowie eines Neubauverbots war verschiedentlich die Rede von einer „neuen“ Generation von Kernkraftwerken.² Unter anderem wurde in einigen Medienartikeln davon berichtet, dass diese

- „10.000 mal weniger Abfälle“ produzieren wie gängige Kernkraftwerke,
- diese Abfälle bereits „nach 1.000 Jahren“ ungefährlich sein werden,
- die Stromproduktion „so billig, dass sich sogar Schwellenländer die Technik leisten können“, sein wird,
- die Reaktoren „inhärent sicher“, schwere Unfälle somit unmöglich sein werden,
- aufgrund des verwendeten Thoriums als Brennstoff solche Reaktoren „keine Möglichkeit, Waffen herzustellen“ bieten und sie
- bereits „in 15 bis 25 Jahren“ am Markt verfügbar sein werden.

Tatsächlich sind „neue“ Reaktorkonzepte zum Teil seit mehreren Jahrzehnten in der Erforschung, die für sich jeweils einen oder mehrere der oben genannten Vorteile reklamieren.

Seit Anfang der 2000er Jahre werden Bemühungen zur Entwicklung „neuer“ Reaktorkonzepte unter dem Begriff „Generation IV“ in Rahmen des sogenannten „Generation IV International Forum“ (GIF) international koordiniert. Die Generation IV grenzt sich gegenüber heutigen Reaktoren der Generation III/III+ ab, wozu die gegenwärtig in Bau und Betrieb befindlichen Reaktorkonzepte bis hin zu evolutionären Reaktoren, wie z.B. der Europäische Druckwasserreaktor EPR gezählt werden. Erklärtes Ziel der GIF ist es, Reaktorsysteme zu entwickeln, die in den Bereichen Sicherheit, Nachhaltigkeit, Ökonomie und Nukleare Nichtverbreitung/Physischer Schutz heutigen Kernkraftwerken überlegen sind.

Daneben wurde über die gebündelten Aktivitäten in der GIF hinaus ebenfalls versucht, die Anfang der 2000er Jahre ausgerufene „Renaissance“ der Kernenergie zu unterstützen, indem die Zukunftsfähigkeit von Nuklearsystemen argumentativ unterstrichen wurde. Die Schweiz ist seit 2002 Mitglied des GIF.

¹ Hyman Rickover, Journal of Reactor Science and Technology Vol III, No. 3, June 1953. Zitiert nach: Hearings before the Joint Committee on Atomic Energy, Congress of the United States, Ninety-First Congress, Second Session on Civilian Power Reactors, March 11, 1970, Part 3. U.S. Government Printing Office, 1970. Für eine vollständige Fassung dieses Zitats siehe Anhang.

² Siehe z. B. NZZ vom 09.10.2016, Basler Zeitung vom 12.10.2016, Die Weltwoche vom 03.11.2016, Zofinger Tagblatt vom 22.11.2016 und Schweiz am Sonntag vom 04.12.2016

Zu den „neuen“ Reaktorkonzepten des GIF werden gezählt

- Gasgekühlte schnelle Reaktoren (GFR),
- Salzschmelzereaktoren (MSR),
- Natriumgekühlte schnelle Reaktoren (SFR),
- Bleigekühlte schnelle Reaktoren (LFR),
- Superkritische, wassergekühlte Reaktoren (SCWR),
- Hochtemperaturreaktoren (VHTR).

Daneben werden international verstärkt auch (wieder) kleine, modulare Reaktorkonzepte (Small, Modular Reactors, SMR) diskutiert. Bei diesen erhofft man sich aufgrund einer geringen Leistung und Leistungsdichte sicherheitstechnische Vorteile und aufgrund der modularen Bauweise auch eine kommerzielle Konkurrenzfähigkeit.

Bereits aus dieser Aufzählung wird deutlich, dass es sich bei diesen Reaktorkonzepten zum Teil um Systeme handelt, die sich wie die Schnellen Brüter oder die Thorium-Hochtemperaturreaktoren seit vielen Jahrzehnten in der Entwicklung befinden, bislang jedoch weltweit noch kein kommerziell konkurrenzfähiges Reaktorsystem an den Markt gebracht haben. Darüber hinaus haben bisherige Prototyp- und Demonstrationsreaktoren weltweit immer wieder aufgezeigt, dass die von diesen Reaktorkonzepten auf der Design-Ebene erwarteten und postulierten Vorteile (wie eine besonders hohe Sicherheit) sich so in der Realität nicht haben realisieren lassen.

Ziel dieser Studie zum aktuellen Forschungsstand neuer Reaktorkonzepte ist es,

- den gegenwärtigen Entwicklungsstand verschiedener ausgewählter Reaktorkonzepte darzustellen,
- ausgewählte historische Erfahrungen mit der Entwicklung solcher Reaktorsysteme zusammenzufassen und
- eine grundsätzliche Bewertung der Erreichbarkeit der postulierten Vorteile der jeweiligen Systeme vorzunehmen.

In Kapitel 2 wird hierzu zunächst ein Überblick zu verschiedenen denkbaren sowie tatsächlich in der internationalen Forschung verfolgten Reaktorkonzepten sowie deren jeweiligen Spezifika gegeben. Auf dieser Basis werden repräsentative Reaktorkonzepte für die weitere Untersuchung ausgewählt.

Daran anschließend führt Kapitel 3 die wichtigsten Kriterien zur Bewertung neuer Reaktorkonzepte ein. Diese Kriterien bilden die Grundlage für die in den Kapiteln 5 bis 7 erfolgende Darstellung und Bewertung der ausgewählten Reaktorkonzepte. Kapitel 9 fasst die Ergebnisse der Untersuchung zusammen.

2. Charakterisierung und Überblick neuer Reaktorkonzepte

Mit Stand 31.03.2017 sind weltweit 449 kommerziell betriebene Kernkraftwerke formal in Betrieb (IAEA 2017). Dabei handelt es sich um

- 290 Leichtwassergekühlte und -moderierte Druckwasserreaktoren
- 78 Leichtwassergekühlte und -moderierte Siedewasserreaktoren
- 49 Schwerwassergekühlte und –moderierte Druckwasserreaktoren
- 15 Leichtwassergekühlte, Graphitmoderierte Reaktoren
- 14 Gasgekühlte, Graphitmoderierte Reaktoren sowie
- 3 schnelle Brutreaktoren.

Wie diese Aufzählung zeigt, unterschieden sich verschiedene Reaktorkonzepte unter anderem durch die unterschiedliche Wahl

- des Neutronenspektrums (schnelle vs. thermische Reaktoren),
- des Moderators (sowohl leichtes wie schweres Wasser oder auch Graphit),
- des Kühlmittels (Wasser, Gas, Flüssigmetalle).

Weiterhin werden in den verschiedenen Reaktoren auch unterschiedliche Brennstoffarten eingesetzt. Heute wird vor allem Uran unterschiedlicher Anreicherungsgrade als Brennstoff verwendet. Daneben können auch Brennstoffe mit einer Mischung von Uran und Plutonium, sogenannte Mischoxid-Brennstoffe (MOX) verwendet werden. Auch Thorium wird als Ausgangsstoff zum Erbrüten von Uran-233 diskutiert. Der Brennstoff selbst kann darüber hinaus in unterschiedlichsten physikalisch-chemischen Formen (als Oxid, Nitrid, Metallisch etc.) vorliegen.

Nimmt man alle damit möglichen Kombinationen, so ergibt sich eine Vielzahl von tatsächlich bereits existierenden oder als theoretische Konzepte diskutierten Reaktorkonzepten, siehe bspw. (Neles & Pistner 2012). Auch die Zahl der heute tatsächlich in Entwicklung befindlichen Reaktorkonzepte ist sehr groß, vgl. bspw. (Buchholz et al. 2015; IAEA 2012c; NEA 2016).

Im Januar 2000 wurde das Generation IV International Forum (GIF) von 9 teilnehmenden Staaten gegründet. Im Jahr 2014 waren 13 Staaten bzw. Staatengemeinschaften Mitglied dieser Vereinigung, seit 2002 unter anderem auch die Schweiz (GIF 2014). Ziel ist es, die Entwicklung von Reaktorkonzepten der sogenannten vierten Generation vorzubereiten.

Dabei unterscheidet GIF eine erste Generation früher Prototypreaktoren (1950-1960), eine zweite Generation großer Leistungsreaktoren (1970-1990), die heute noch in Betrieb sind, eine dritte Generation fortgeschrittener Leistungsreaktoren, die ab ca. 1990 errichtet wurden bzw. gegenwärtig errichtet werden und eine vierte Generation von neuartigen Reaktorkonzepten, die nach 2030 am Markt verfügbar sein könnten.

Vier Bereiche, in denen neue Reaktorkonzepte zu Fortschritten gegenüber der heutigen Kernenergienutzung beitragen sollen, werden von GIF thematisiert:

- Nachhaltigkeit
- Sicherheit und Zuverlässigkeit
- Ökonomische Konkurrenzfähigkeit
- Proliferationsresistenz und physischer Schutz

Zu Details der einzelnen Kriterien und wie diese im Rahmen dieser Studie angewendet werden sollen vgl. das folgende Kap. 3.

Bereits 2002 hat das GIF aus über 100 diskutierten Reaktorkonzepten die sechs grundlegenden Konzepte, welche von internationalen Experten als die aussichtsreichsten bewertet wurden, für die gemeinsame Weiterentwicklung ausgewählt. Bei diesen handelte es sich um, vgl. auch (GIF 2002; Neles & Pistner 2012)

- Gasgekühlte schnelle Reaktoren (gas-cooled fast reactors, GFR): Diese Reaktoren sollen mit schnellen Neutronen arbeiten und über einen Heliumkreislauf mit etwa 850°C Kühlmitteltemperatur gekühlt werden. Dieses Konzept verspricht eine hohe Brennstoffausnutzung und einen guten thermischen Wirkungsgrad. Es erfordert jedoch umfangreiche materialtechnische Entwicklungen und setzt eine kommerziell funktionsfähige Heliumturbine voraus.
- Salzschnmelze-Reaktoren (molten salt reactor, MSR): Bei diesem Reaktorkonzept ist der Brennstoff in einem Fluoridsalz aufgelöst, das gleichzeitig als Kühlmittel dient. Der Brennstoff soll kontinuierlich wieder aufgearbeitet werden. Dazu sind noch viele Fragen zu klären, etwa die physikalisch-chemischen Wechselwirkungen zwischen dem Brennstoff, den Reaktorkomponenten und der als Kühlmittel dienenden Salzschnmelze, außerdem die Brennstoffaufarbeitung.
- Natriumgekühlte schnelle Reaktoren (sodium-cooled fast reactors, SFR): Schnelle Brüter sollen im Rahmen der Generation-IV-Konzepte insbesondere dazu dienen, aus vorhandenem Uran durch Neutroneneinfang Plutonium zu produzieren und damit die langfristig verfügbaren Brennstoffvorräte zu erhöhen. Dazu sind auch eine umfangreiche Wiederaufarbeitung und ein geschlossener Brennstoffkreislauf notwendig.
- Bleigekühlte schnelle Reaktoren (lead-cooled fast reactors, LFR): Diese Reaktorkonzepte schlagen eine Kühlung durch Blei anstelle von Natrium vor. Damit kann man unter anderem die Gefahr von Natriumbränden umgehen. Allerdings verursacht Blei Korrosionen im Kühlsystem, so dass sich erheblicher Forschungsbedarf für neue Materialien ergibt.
- Überkritische Leichtwasserreaktoren (supercritical-water-cooled reactors, SCWR): Bei dieser Weiterentwicklung heutiger Leichtwasserreaktoren weist das Kühlmittel Temperaturen oberhalb von 500°C und Drücke von über 250 bar auf. So werden besonders hohe Wirkungsgrade möglich. Bei diesem Reaktortyp sind eine Reihe sicherheitstechnischer Aspekte bei der Auslegung des Reaktorkerns sowie vielfältige materialtechnische Aspekte ungelöst.
- Hochtemperaturreaktoren (very-high-temperature reactors, VHTR): Dieses Reaktorkonzept stellt eine Weiterentwicklung der bisher noch nicht kommerziell verfügbaren Hochtemperaturreaktoren dar. Es soll mit einer Kühlmitteltemperatur von über 1.000°C betrieben werden. Dies würde einen besonders hohen thermischen Wirkungsgrad ermöglichen und könnte der chemischen Industrie Prozesswärme zur Verfügung stellen. Auch hier sind insbesondere umfangreiche materialtechnische Probleme zu lösen.

Neben der Weiterentwicklung von Reaktorkonzepten stellt auch die gesamte Thematik der Brennstoffver- und -entsorgung einen integralen Bestandteil der Diskussion um neue Reaktorkonzepte dar. Daraus resultierende übergeordnete Fragestellungen werden im Folgenden in Kap. 4 diskutiert. So wird beispielsweise der Aspekt der Nachhaltigkeit im Rahmen des GIF vor allem auf eine bessere Ausnutzung von Ressourcen, also eine weitergehende Nutzung von Uran oder Thorium durch Erbrüten von spaltbarem Plutonium oder Uran bezogen (siehe hierzu Kap. 4.1). Eine wesentliche Voraussetzung hierfür bildet die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe. Dadurch erwartet die GIF zugleich eine Verbesserung mit Blick auf die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle durch Anwendung der sogenannten Partitionierung und Transmutation (P&T, vgl. Kap. 4.2).

Die Forschungsarbeiten im Rahmen des GIF werden letztlich im nationalen Rahmen bzw. durch bi- und multilaterale Übereinkommen umgesetzt. Daher sind die jeweiligen nationalen Forschungsansätze entscheidend für eine tatsächliche Umsetzung von Konzeptideen bis hin zu einem genehmigten Reaktordesign. An dieser Stelle sollen am Beispiel der USA einige grundsätzliche Entwicklungen dargestellt werden. Weitere Ansätze für konkrete neue Reaktorkonzepte werden in den folgenden Kapiteln dargestellt.

Das U.S. Department of Energy (DoE) hat sich zum Ziel gesetzt, dass bis 2050 neue Reaktorkonzepte in den USA und weltweit in relevantem Umfang zur Energieerzeugung beitragen (DOE 2017c). Als möglichen Bedarf an nuklearer Energieerzeugung schätzt das DoE dabei eine installierte Kapazität von 200 GW elektrischer Leistung (GWe) bis 2050 als notwendig ab. Angesichts der Stilllegung der bisherigen Reaktorkapazitäten in den USA von etwa 100 GWe bis zu diesem Zeitpunkt würde dies einen Neubau von ca. 100-200 Reaktoren mit einer Leistungsgröße von 1-2 GWe bedeuten. Das DoE geht daher davon aus, dass heutige fortgeschrittene Leichtwasserreaktoren auch 2050 noch einen wesentlichen Anteil an der nuklearen Stromerzeugung aufweisen. Daneben könnten jedoch auch neue Reaktorkonzepte der Generation IV ebenso wie kleine, modulare Reaktoren zu jeweils etwa knapp einem Viertel zur installierten Gesamtkapazität beitragen (DOE 2017c, Fig. 1)

Dazu sieht es das DoE als notwendig an, bis 2030 zumindest zwei neue Reaktorkonzepte der Generation IV, bei denen es sich nicht um wassergekühlte Reaktoren handelt, bis zur Demonstrationsreife entwickelt zu haben. Dies stellt unter anderem die Voraussetzung dafür dar, dass die nukleare Aufsichtsbehörde der USA, die U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), entsprechende Genehmigungsverfahren für solche neuen Reaktorkonzepte durchführen kann. Um dies zu erreichen sollen die Forschungsansätze in den USA in einem „Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear (GAIN)“ gesammelt werden. Hierdurch sollen insbesondere auch die größeren Experimentiereinrichtungen, die vor allem in den nationalen Forschungslaboratorien der USA vorhanden sind, für die weitere Entwicklung von neuen Reaktorkonzepten einfacher verfügbar gemacht werden. Dies soll insbesondere auch Industriekonsortien die Möglichkeit bieten, auf die Ressourcen des DoE (Experimentiereinrichtungen, Computersimulationstools) zurückgreifen zu können. Mit Blick auf die gegenwärtige Forschung im Bereich der Generation IV fokussieren sich die USA auf Hochtemperaturreaktoren, schnelle, flüssigmetallgekühlte Reaktoren sowie Salzschnmelze-Reaktoren (DOE 2017c).

Vor diesem Hintergrund sollen im Weiteren vier zentrale und jeweils für eine größere Gruppe von einzelnen neuen Reaktorkonzepten repräsentative Systeme untersucht werden.

Beim Schnellen Brutreaktor (FBR) handelt es sich um das einzige im Rahmen von GIF diskutierte Reaktorsystem, von dem bereits einzelne als kommerziell eingestufte Reaktoren in Betrieb sind. Tatsächlich war bereits der erste Reaktor, der weltweit jemals zur Stromerzeugung eingesetzt wurde, der 1951 in den USA in Betrieb genommene Experimental Breeder Reactor I (EBR-I) ein FBR. Auch handelt es sich bei drei der sechs vom GIF diskutierten Systeme (GFR, LFR, SFR) um FBR, auch Salzschnmelze-Reaktoren werden teilweise als FBR konzipiert. Schnelle Brutreaktoren werden daher in Kap. 5 im Detail diskutiert.

Ebenfalls bereits seit den 1950er Jahren in der Diskussion sind die sogenannten gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktoren (im Rahmen des GIF als VHTR diskutiert). Speziell in Deutschland wurden von den 1960er bis in die 1980er Jahre intensive Forschungsarbeiten am Konzept des Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktors (HTR) durchgeführt. Nachdem in den 1990er und 2000er Jahren vor allem in Südafrika diesbezüglich weitere Entwicklungsarbeiten durchgeführt wurden,

sind momentan in China verschiedene HTR-Versuchsreaktoren in Bau. Daher wird das HTR-Konzept in Kap. 6 im Detail diskutiert.

Nachdem bereits in den 1960er und 1970er Jahren Forschungsarbeiten zu sogenannten Salzschmelze-Reaktoren (MSR) in den USA durchgeführt wurden, fanden bis ca. Anfang der 2000er Jahre praktisch keine weiteren größeren Entwicklungsarbeiten zu derartigen Konzepten statt. Nachdem dieses Konzept im Rahmen des GIF in die Auswahl der sechs genauer zu betrachtenden Systeme aufgenommen wurde, hat sich jedoch eine breitere Forschungsgemeinschaft um MSR-Konzepte herum entwickelt, nicht zuletzt da dieses Konzept als einziges mit einem flüssigen Brennstoff arbeiten soll und daher von anderen Konzepten deutlich abweichende Eigenschaften aufweist. Dieses Konzept wurde auch in der schweizerischen Öffentlichkeit intensiver propagiert. Daher wird das MSR-Konzept in Kap. 7 im Detail diskutiert.

Im eigentlichen Sinne handelt es sich bei kleinen, modularen Reaktoren (SMR) nicht um ein eigenes Reaktorkonzept. Vielmehr können (und werden) praktisch alle neuen Reaktorkonzepte auch als kleine und modulare Reaktoren konzipiert. Dennoch erhoffen sich die Entwickler von SMR-Konzepten aufgrund der geringen Leistungsgröße ihrer Konzepte und der damit einhergehenden Möglichkeit einer standardisierten, fabrikmäßigen Produktion spezifische Vorteile gegenüber Reaktoren mit größeren Leistungen. Daher werden SMR-Konzepte in Kap. 8 im Detail diskutiert

Zu Beginn der Diskussion der jeweiligen neuen Reaktorkonzepte erfolgt eine Darstellung wesentlicher Merkmale des Systems. Daran schließt sich eine Diskussion bisheriger und aktueller Erfahrungen mit den jeweiligen Reaktorkonzepten an. Dabei erfolgt auch eine Diskussion des erreichten technischen Entwicklungsstandes sowie der existierenden Zeitpläne für die weitere Entwicklung.

Das GIF hat zur Entwicklung der von ihm favorisierten Systeme drei Phasen unterschieden, eine Machbarkeitsphase, eine Entwicklungsphase und eine Demonstrationsphase.

In der frühen Machbarkeitsphase (Viability Phase) wird die grundsätzliche Machbarkeit des Reaktorkonzepts untersucht. In dieser Phase wird ein Grobkonzept entwickelt, Show-Stopper werden identifiziert und es soll gezeigt werden, ob diese überwunden werden können. In der zweiten Entwicklungsphase (Performance Phase) werden die notwendigen Technologien und Systeme entwickelt sowie deren Zusammenwirken untersucht. In der daran anschließenden Demonstrationsphase (Demonstration Phase) wird bei erfolgreichem Abschluss der ersten Phase das System lizenziert und ein Prototyp- oder Demonstrationsreaktor errichtet. Das GIF geht davon aus, dass für die Demonstrationsphase ein Investitionsbedarf von mehreren Milliarden US-Dollar und ein Zeitraum von mindestens 10 Jahren erforderlich ist (GIF 2014).

Das GIF hat 2002 wesentliche Forschungsfragen hinsichtlich der Entwicklung der betrachteten sechs Reaktorkonzepte identifiziert und in einem zweijährigen Prozess daraus entsprechende Zeitpläne abgeleitet (GIF 2002). Eine Aktualisierung dieser Planungen wurde vom GIF 2014 vorgelegt (GIF 2014). Hierauf wird im Folgenden bei der Diskussion der konkreten Reaktorkonzepte weiter eingegangen.

Zur Einschätzung des technologischen Risikos auf dem Weg bis zur fertigen Kommerzialisierung eines Reaktorkonzepts stellt der technische Entwicklungsstand eine wichtige Kenngröße dar. Dieser ist auch als Indikator für die noch aufzuwendenden F&E-Kosten anzusehen. Vorschläge zur Einstufung des technischen Entwicklungsstands in Form eines Technology Readiness Level (TRL) mit 9 Stufen wurde von (Mankins 1995) vorgelegt. Eine weitere Konkretisierung mit Blick auf kerntechnische Anlagen erfolgte beispielsweise in (GNEP 2007). In Tabelle 2-1 wird eine mögliche Einteilung, die für neue Reaktorkonzepte geeignet ist, wiedergegeben.

Tabelle 2-1: Technology Readiness Levels (TRL)

TRL	Einteilungen in Phasen	Alternative Einteilungen	Feineinteilung
1	Grundlagenforschung und Konzeptentwicklung	Forschungsphase	Funktionsprinzipien beobachtet und beschrieben
2			Technologisches Konzept beschrieben
3			Experimenteller Nachweis des Funktionsprinzips
4	Nachweis der Machbarkeit	Prototypentwicklung	Technologie in Laborversuchen bestätigt.
5			Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt.
6			Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen demonstriert.
7	Nachweis der Leistungsfähigkeit	Demonstration des Prototyps	Prototyp unter Betriebsbedingungen demonstriert.
8			System komplett und qualifiziert
9			Nachgewiesener Einsatz unter Betriebsbedingungen (kommerziell)

Quelle: Eigene Einteilung nach (GNEP 2007; Mankins 1995)

Das Generation IV International Forum möchte alle Reaktortypen gleichzeitig weiter entwickeln, wobei sich einzelne Staaten jeweils nur auf eines oder wenige der Konzepte konzentrieren. Das Forum schätzte im Jahr 2002 ab, dass pro Reaktortyp zwischen 600 und 1.000 Millionen US-Dollar Entwicklungskosten alleine im Zeitraum bis 2020 erforderlich wären. Darin sind die Kosten für den Bau von Demonstrationskraftwerken noch nicht enthalten. Dies entspräche einer notwendigen jährlichen Investition von 300 bis 350 Millionen US-Dollar. Dem standen bis zum Jahr 2009 für alle sechs Konzepte zusammen Forschungs- und Entwicklungsausgaben in der EU und den USA zwischen 50 und 100 Millionen US-Dollar pro Jahr gegenüber. Selbst wenn sich weitere Länder beteiligen sollten, fallen die tatsächlichen Anstrengungen damit weit hinter den eigentlich erforderlichen Aufwand zurück (Neles & Pistner 2012).

Das DoE hat festgestellt, dass alleine in den USA bis 2018 39% der Beschäftigten im Nuklearbereich in Ruhestand treten werden. Damit stellt aus Sicht des DoE die Förderung der universitären Ausbildung im Bereich der Kerntechnik ein wichtiges Förderinstrument dar. Nach Angaben in (DOE 2017c) wurden zwischen 2009 und heute im Rahmen des Nuclear Energy University Programs (NEUP) über 400 Mio. US\$ an Fördergeldern ausgegeben.

Aufgrund der hohen F&E-Kosten bis zur Kommerzialisierung neuer Reaktorkonzepte streben beispielsweise die USA zunehmend auch eine Kooperation zwischen privaten Investoren und den öffentlich finanzierten Forschungstätigkeiten an (DOE 2017c).

3. Bewertungskriterien

“Investors are advised that forward-looking information is subject to a variety of risks, uncertainties and other factors that could cause actual results to differ materially from expectations as expressed or implied within this presentation.”³

Eine Vielzahl von Studien hat sich in den letzten Jahrzehnten mit den Problemen der Kerntechnik und Anforderungen an zukünftige Reaktorkonzepte beschäftigt, vgl. bspw. (Brogli et al. 1996; Deutch et al. 2003; Deutch et al. 2009; GIF 2002; Hippel 2010; IRSN 2015; Liebert et al. 1999)

Die einflussreiche Studie des Massachusetts Institute of Technology (Deutch et al. 2003) stellte fest, dass die heutige Kernenergie Probleme in vier wesentlichen Bereichen aufweist: die Kosten der nuklearen Stromerzeugung, die Sicherheit der Kraftwerke und der Anlagen der Brennstoffver- und -entsorgung, die Risiken der Weiterverbreitung kernwaffenfähiger Materialien (Proliferation) sowie ungeklärte Fragen im Zusammenhang mit dem langfristigen Umgang mit radioaktiven Abfällen und griff damit auch die bereits vom (GIF 2002) formulierten Ziele für eine neue Generation von Reaktoren auf.

Viele der Studien weisen allerdings klar darauf hin, dass es zur Erreichung der jeweiligen Ziele häufig auch zu Zielkonflikten zwischen den einzelnen Kriterien kommt. So haben höhere Anforderungen an die Sicherheit in der Vergangenheit auch zu höheren Kosten von Kernkraftwerken geführt. Eine bessere Ausnutzung von Ressourcen, wie sie vom GIF als eine zentrale Aufgabe neuer Reaktorkonzepte formuliert wird, ist häufig mit einer Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe und dem Umgang mit größeren Mengen potenziell kernwaffenfähiger Materialien verbunden, so dass sich hieraus Proliferationsprobleme ergeben können.

Dies führt in vielen Fällen auch dazu, dass innerhalb eines neuen Reaktorkonzepts unterschiedliche Design-Varianten diskutiert werden, die jeweils darauf hin optimiert sind, einzelne spezifische Risiken bzw. Probleme der heutigen Kernenergienutzung zu adressieren. Im Rahmen einer Bewertung eines neuen Reaktorkonzepts ist es daher auch erforderlich, die mit einem konkreten Design verbundenen Vor- und Nachteile und die Auswirkungen von Design-Änderungen auf alle relevanten Bewertungsaspekte im Blick zu haben.

Zu beachten ist dabei, dass sich neue Reaktorkonzepte in sehr unterschiedlichen Stadien der Konzeptentwicklung befinden. Vielfach existieren sie nur als Papierstudien oder sind bestenfalls mit einzelnen großtechnischen Experimenten überprüft worden. Es existiert jedoch häufig noch kein Prototyp-Reaktor, so dass letztendliche technische Details der Konzepte erst in der näheren oder fernerer Zukunft festgelegt werden. Damit muss eine Bewertung vielfach auf einer qualitativen Ebene verbleiben.

3.1. Sicherheit

Als Leitfragen sollen diskutiert werden: Welche Ansätze zur Erhöhung der Sicherheit werden verfolgt? Geht damit ein tatsächlicher Sicherheitsgewinn gegenüber heutigen Reaktorkonzepten einher? Werden „inhärente“ Sicherheitseigenschaften ausgenutzt und wie wird der Begriff der „inhärenten“ Sicherheit verwendet?

Bei allen heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken besteht grundsätzlich die Gefahr einer Kernschmelze und einer damit verbundenen massiven Freisetzung von Radioaktivität in die Um-

³ (LeBlanc 2015) zu „forward-looking information“ as such term is defined under applicable Canadian securities laws.“

welt. Dies trägt wesentlich zu den Akzeptanzproblemen der Kernenergienutzung bei (Neles & Pistner 2012).

Das GIF selbst benennt als Anspruch für Generation IV Reaktoren eine weitere Erhöhung der Sicherheit. Konkretisiert werden dazu die Ziele

- einer weiter erhöhten Sicherheit,
- einer geringen Wahrscheinlichkeit und eines geringen Umfangs von Kernschäden sowie
- der Ausschluss der Notwendigkeit für Katastrophenschutzmaßnahmen außerhalb des Anlagen- geländes

genannt (GIF 2014). Spezifisch für neue Reaktorkonzepte leitet das GIF aus dem Unfall in Fukushima zusätzlichen Forschungsbedarf ab mit Blick auf Risiken bei Systemen

- bei denen die Kühlung nicht mit Wasser erfolgt (sondern mit Gas, Flüssigmetallen oder Salzs- schmelzen),
- mit hohen Betriebstemperaturen,
- mit hohen Leistungsdichten, sowie solche
- bei denen der eigentliche Reaktor mit Anlagen zur Wiederaufarbeitung gekoppelt ist.

Sicherheitstechnische Anforderungen an die Auslegung neuer Reaktoren werden u. a. von der Internationalen Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency - IAEA), vgl. (IAEA 2016) oder für Europa von der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA), vgl. (WENRA 2013, 2014) formuliert.

Ein wichtiges Auslegungsziel für neue Reaktorkonzepte stellt dabei der Anspruch dar, dass Ereignisabläufe, bei denen es zu großen oder frühen Freisetzungen aus der Anlage kommt, praktisch ausgeschlossen sind. Dabei werden unter großen Freisetzungen solche verstanden, bei denen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung ergriffen werden müssen, die zeitlich oder räumlich nicht klar begrenzt wären. Als früh wird eine Freisetzung angesehen, wenn Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung ergriffen werden, für deren Durchführung nicht ausreichend Zeit zur Ver- fügung stünde.

Um die Sicherheit eines Kernkraftwerks zu gewährleisten müssen drei wichtige Sicherheitsfunktio- nen erfüllt werden:

- **Einschluss der radioaktiven Stoffe:** Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe soll durch die Aufrecht- erhaltung mehrerer gestaffelter Barrieren gewährleistet werden. Hierzu zählen bei heutigen Kernkraftwerken typischerweise das Brennelementhüllrohr, die druckführende Umschließung und ein Sicherheitsbehälter.
- **Kontrolle der Reaktivität:** Die Leistungsfreisetzung im Reaktor muss zu jedem Zeitpunkt kontrol- liert werden können, damit die Integrität der Barrieren nicht gefährdet wird. Hierzu werden typi- scherweise inhärente Eigenschaften des Reaktors (wie die negative Rückkopplung der Leistung bei einer Erhöhung der Betriebstemperaturen bzw. einer Verringerung der Kühlmitteldichte etc.) aber auch aktive System (wie Steuerstäbe oder Einrichtungen zur Einspeisung von Neutronen- giften in das Kühlsystem) verwendet.
- **Kühlung der Brennelemente:** Auch nach Abschaltung eines Reaktors fallen durch radioaktiven Zerfall große Mengen an Wärme an. Diese muss dauerhaft abgeführt werden, damit es nicht zu einer Aufheizung des Brennstoffs und schließlich einer Kernschmelze kommt. Auch hierfür wird eine Kombination von aktiven Systemen (wie Not- und Nachkühlsysteme) und weitgehend pas-

siven Phänomenen bzw. Einrichtungen (wie ein passiver Naturumlauf in Kühlsystemen, oder die weitgehend passive Einspeisung aus Druckspeichern) verwendet.

Neben den sicherheitstechnischen Eigenschaften des eigentlichen Reaktors selbst sind auch Einwirkungen von Innen (EVI) und Außen (EVA) zu berücksichtigen. Zu EVI zählen bspw. interne Brände. Als EVA sind insbesondere die Möglichkeiten externer Überflutungen, Erdbeben oder extreme Wettereinwirkungen zu berücksichtigen. Weiterhin müssen zivilisatorische Einwirkungen wie ein unfallbedingter oder terroristisch motivierter Flugzeugabsturz und Cyberattacken oder Sabotage unterstellt werden.

Für den Nachweis der Sicherheit eines Reaktorkonzepts ist eine umfangreiche Nachweisführung erforderlich. Diese basiert auf Modellbildungen und der Verwendung von Rechencodes. Bei einer Anwendung auf neue Reaktorsysteme muss die Anwendbarkeit dieser Methoden und die Übertragbarkeit der zugrunde liegenden experimentellen Validierung dieser Modelle und Methoden geprüft werden.

Zudem wird besonders die Notwendigkeit thematisiert, frühzeitig die Anforderungen für die Nachweisführung zu neuen Reaktorkonzepten im Rahmen der jeweiligen Genehmigungsverfahren zu formulieren. Die bisherigen Anforderungen an den Nachweis der Sicherheit von Reaktorkonzepten sind sehr stark vor dem Hintergrund der heutigen, leichtwassergekühlten Reaktoren entwickelt worden. Für neue Reaktorkonzepte sind vor diesem Hintergrund grundsätzlich neue Anforderungen an die Nachweisführung noch zu entwickeln (DOE 2017c). Die nuklearen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde der USA, die U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), hat hierzu beispielsweise im Dezember 2016 eine entsprechende Strategie verabschiedet (NRC 2016).

Neben der Frage der Unfallgefahr von neuen Reaktorkonzepten sind im Zusammenhang mit dem sicheren Betrieb auch weitere Aspekte wie die Einhaltung von Anforderungen an den betrieblichen Strahlenschutz, die Möglichkeit zur Durchführung wiederkehrender Prüfungen und Aspekte der Instandhaltung zu berücksichtigen.

Insbesondere aus dem Unfall in Fukushima wurden weltweit Lehren zur Stärkung der Reaktorsicherheit abgeleitet. Dies betrifft zum einen die Beherrschung von extremen naturbedingten oder auch zivilisatorisch bedingten Einwirkungen von außen (also beispielsweise Erdbeben, Überflutungen, aber auch terroristische Anschläge). Darüber hinaus werden Situationen untersucht, in denen für die Sicherheit der Anlage wichtige Funktion für längere Zeiträume ausfallen, so etwa die Stromversorgung oder die Kühlung. Weiterhin ist es erforderlich, bei mehreren Anlagen auf einem Anlagengelände (wie bei SMRs oder MSRs) mögliche sicherheitstechnische Wechselwirkungen zwischen diesen Anlagenteilen zu analysieren.

3.2. Ressourcen und Brennstoffversorgung

Als Leitfragen sollen diskutiert werden: Wie ist die langfristige Verfügbarkeit von Rohstoffen für neue Reaktorkonzepte? Welche Anforderungen an die Brennstoffgewinnung und -herstellung stellen neue Reaktorkonzepte? Ist die bestehende nukleartechnische Infrastruktur im Front-end bis zur Herstellung des fertigen Brennelements ausreichend? Welche zusätzliche Infrastruktur würde im industriellen Maßstab benötigt werden?

Das GIF benennt als Anspruch für Generation IV Reaktoren eine verbesserte Nachhaltigkeit. Konkretisiert werden dazu die Ziele

- einer dauerhaften Energieversorgung, sowie
- einer langfristigen Verfügbarkeit von Brennstoffen

genannt (GIF 2014).

Heutige Kernkraftwerke werden praktisch ausschließlich mit Uran- bzw. Uran-Plutonium-Brennstoffen betrieben. Seit Beginn der Kernenergienutzung wird dabei diskutiert, inwieweit die natürlichen Uranreserven ausreichend sind, um eine langfristige Nutzung der Kernenergie sicherzustellen, vgl. hierzu Kap. 4.1.3. Vor diesem Hintergrund werden auch seit vielen Jahrzehnten Brennstoffe und Reaktorkonzepte diskutiert, mit welchen zusätzliches spaltbares Material erzeugt werden soll.

Ihr Beitrag mit Blick auf eine bessere Ausnutzung vorhandener Uranreserven oder die mögliche Nutzung von Thorium als einer alternativen Ressource stellt daher ein wichtiges Argument in der Diskussion um neue Reaktorkonzepte dar. Hinsichtlich der Frage der vorhandenen Uranreserven und einer möglichen Bedeutung von Thorium als alternativem Reaktorbrandstoff werden übergeordnete Aspekte hierzu in Kap. 4.1 diskutiert.

Neben der Frage der Ressourcenverfügbarkeit ist dabei aber immer auch die Frage der notwendigen industriellen Infrastruktur mit zu betrachten. Für die heutige Kernenergienutzung muss Uran gefördert, konvertiert, angereichert und zu Uranbrennstoff verarbeitet werden. Soll in Uranbrennstoff erzeugtes Plutonium weiter genutzt werden muss der abgebrannte Brennstoff wiederaufgearbeitet und aus dem gewonnenen Plutonium ein Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoff hergestellt werden. Für zukünftige Reaktorkonzepte sind demgegenüber ggf. abweichende Verarbeitungsschritte bzw. andere industrielle Fertigungsprozesse zu entwickeln und in entsprechenden großtechnischen Anlagen zur Verfügung zu stellen.

3.3. Abfallproblematik

Als Leitfragen sollen diskutiert werden: Können neue Reaktorkonzepte zur Reduzierung der Endlagerproblematik beitragen, welche Rolle spielen hierbei die vielfach genannten Aktinide im Unterschied zu langlebigen Spaltprodukten? Welche neuen, ggf. nicht mit bisherigen Endlagerkonzepten kompatiblen Abfallströme können bei solchen Reaktorkonzepten auftreten?

Das GIF benennt als Anspruch für Generation IV Reaktoren eine verbesserte Nachhaltigkeit. Konkretisiert werden dazu die Ziele

- einer Minimierung radioaktiver Abfälle, sowie
- einer Reduzierung der langfristigen Anforderungen

genannt (GIF 2014).

Beim Betrieb eines Kernkraftwerkes entstehen radioaktive Abfälle mit unterschiedlichen Eigenschaften. Maßgeblich für den Umgang ist die Radioaktivität des jeweiligen Abfalls. Die Klassifizierung der Abfälle erfolgt in Deutschland anhand ihrer Wärmeentwicklung, die mit zunehmender Radioaktivität steigt. Abfälle werden als wärmeentwickelnde Abfälle und Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung klassifiziert. In anderen Ländern werden auch andere Klassifizierungen angewendet, da beispielsweise Eigenschaften wie die Langlebigkeit eines radioaktiven Stoffes maßgeblich für deren Entsorgung sind.

Abgebrannte Brennelemente weisen eine hohe Radioaktivität und aufgrund der damit bedingten Nachzerfallsleistung auch eine hohe Wärmeentwicklung auf. Ihr Entsorgungsziel ist ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle. Die Regularien verschiedener Länder legen dafür einen Nachweiszeitraum fest. In Deutschland sind dies nach dem Standortauswahlgesetz (2013) eine Million Jah-

re. Derartige Abfälle stellen die höchsten Anforderungen an die spätere Endlagerung, die bei der Kernenergienutzung anfallenden Mengen stehen daher im Mittelpunkt der Abfallproblematik.

Abschätzungen des potenziellen Risikos infolge der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle basieren heute auf Langzeitsicherheitsanalysen, bei denen – häufig unter der Annahme des Versagens technischer und/oder geologischer Barrieren – diejenigen Prozesse, die die potenziellen radiologischen Konsequenzen eines solchen Szenarios bestimmen, detailliert modelliert werden (Schmidt et al. 2013). Auswirkungen von neuen Reaktorkonzepten auf die Führbarkeit und das Ergebnis solcher Langzeitsicherheitsanalysen können daher dazu dienen, einen möglichen Einfluss solcher Konzepte auf die Abfallproblematik zu analysieren.

Andere häufig genannte Kriterien, wie zum Beispiel die Radiotoxizität der Abfälle stellen demgegenüber kein geeignetes Kriterium zur Bewertung hochradioaktiver Abfälle dar, hierzu wird an dieser Stelle auf die ausführlichere Diskussion in Kap. 4.2 verwiesen.

Neben den Mengen hochradioaktiver Abfälle in Form von abgebrannten Brennelementen können im Kontext zukünftiger Reaktorkonzepte weitere relevante Abfallströme anfallen, so vor allem Abfälle aus Anlagen zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe.

Weiterhin stellt sich die Frage, ob bei neuen Reaktorkonzepten auch grundsätzlich andersartige Arten von hochradioaktiven Abfällen anfallen würden, wie beispielsweise bei graphithaltigen Brennstoffen oder alternativen Kühlmitteln wie Salzschnmelzen oder Flüssigmetallen. Für derartige Abfälle wäre ggf. ein anderer Langzeitsicherheitsnachweis zu führen, wobei auch Wechselwirkungen mit anderen, in dasselbe Endlager einzubringenden hochradioaktiven Abfällen zu diskutieren wären. Ggf. könnte sich für andersartige Abfälle sogar die Notwendigkeit eines zusätzlichen Endlagerstandorts ergeben.

In einzelnen Fällen ist bei neuen Reaktorkonzepten auch zu berücksichtigen, dass auch toxische Stoffe verwendet werden oder anfallen können. Auch deren langfristige Endlagerung ist zu berücksichtigen.

Schließlich sind bei Betrachtungen zu den anfallenden Mengen radioaktiver Abfälle auch die Kernkraftwerke selbst zu betrachten. So werden auch beim späteren Rückbau eines abgeschalteten Kernkraftwerks radioaktive Abfälle anfallen. Für neuartige Reaktorkonzepte ist zu prüfen, inwieweit bereits Rückbaukonzepte für derartige Kernkraftwerke diskutiert werden und inwieweit es hierbei zu speziellen Abfallströmen kommen könnte, die andersartige Anforderungen an eine spätere Endlagerung stellen als die bis heute angefallenen Abfälle.

3.4. Ökonomie

Als Leitfrage soll diskutiert werden: Sind bei neuen Reaktorkonzepten Kostenvorteile, z.B. durch geringere Investitionskosten, geringere Brennstoffkosten, kürzere Bauzeiten o.ä. zu erwarten?

Das GIF benennt als Anspruch für Generation IV Reaktoren eine verbesserte ökonomische Konkurrenzfähigkeit. Konkretisiert werden dazu die Ziele

- von gegenüber anderen Energiesystemen vorteilhaften Kosten über den gesamten Lebenszyklus, sowie
- eines geringen ökonomischen Risiko

genannt (GIF 2014).

Die Stromgestehungskosten von heute in Bau befindlichen neuen Kernkraftwerken werden zu ca. 65% von den Investitionskosten, zu ca. 23% durch Betrieb, Wartung, Rückbau etc. und zu ca. 12% durch die Brennstoffkosten bestimmt (Neles & Pistner 2012).

Damit sind die anfänglichen Investitionskosten von zentraler Bedeutung. Einerseits gehen dabei die jeweiligen Finanzierungsbedingungen in die entstehenden Kosten ein, also insbesondere ob ein Investor am Finanzmarkt Kredite zu (hohen) Kosten aufnehmen muss, oder ob er durch staatliche Bürgschaften zu (geringeren) Kosten an Kapital gelangen kann. Kostenangaben aus Ländern mit einem stark staatlich regulierten Energiemarkt sind vor diesem Hintergrund auch nicht mit solchen aus liberalisierten Strommärkten vergleichbar (University of Chicago 2004).⁴

Im Wesentlichen sind die Investitionskosten abhängig von der Bauart und der Kapazität einer Anlage. Da die Investitionskosten nicht linear mit der Kapazität einer Anlage steigen, haben sich seit Beginn der Kernenergie die Leistungsgrößen neuer Kernkraftwerke kontinuierlich erhöht („Economy of Scale“).

Angaben zu den Investitionskosten für heute in Bau befindliche Kernkraftwerke streuen sehr stark und steigen seit Jahren kontinuierlich an. (University of Chicago 2004) schätzte die Kosten für einen Reaktor Neubau in den USA mit ca. 2.000 US\$ pro installiertem Kilowatt elektrischer Leistung (kWe) ab, bei (Rosner & Goldberg 2011) lagen die Kostenschätzungen bereits bei 4.220 US\$ pro kWe. In (Neles & Pistner 2012) wurden mittlere Errichtungskosten zwischen 2.000 und 4.000 Euro pro kWe angegeben. Für den in Olkiluoto in Finnland seit August 2005 in Bau befindlichen Reaktor vom Typ EPR mit einer elektrischen Leistung von 1,6 GWe wurden bei Baubeschluss im Jahr 2002 Kosten von 2,5 Mrd. Euro erwartet. Dies hätte spezifischen Kosten von 1.500 Euro pro kWe entsprochen. In 2012 wurden die reinen Baukosten mit ca. 5,7 Mrd. Euro abgeschätzt (Neles & Pistner 2012). Letzte offizielle Angaben für Olkiluoto beliefen sich Ende 2014 auf Gesamtkosten von 8,5 Mrd. Euro, für den in Frankreich in Bau befindlichen EPR in Flamanville werden sogar Gesamtkosten von 10,5 Mrd. Euro abgeschätzt (Schneider & Froggatt 2016). Auch für die in den USA in Bau befindlichen Reaktoren vom Typ AP-1000 werden demnach mittlerweile Gesamtkosten für die Errichtung von zwei Blöcken am Standort Vogtle von 21 Mrd. US\$ abgeschätzt (Schneider & Froggatt 2016). Damit lägen die Investitionskosten im Bereich von 6.000 Euro pro kWe. (Ramana 2015) zitiert eine Auswertung des Wall-Street-Unternehmens Lazard von 2014, wonach die Investitionskosten für neue Kernkraftwerke zwischen 5.400 und 8.300 US\$ pro kWe lägen.

Wesentlich für die Kapitalkosten, die mit den anfänglichen Investitionen verbunden sind, sind darüber hinaus auch die Errichtungszeiten. Je länger die Errichtung eines Reaktors dauert, umso später werfen die anfänglichen Investitionen Gewinne ab. Die durchschnittliche Bauzeit der zwischen 2006 und 2016 in Betrieb genommenen 46 Kernkraftwerke belief sich auf 10,4 Jahre, wobei die kürzeste Bauzeit bei 4 Jahren, die längste bei 43,6 Jahren lag (Schneider & Froggatt 2016). Die meisten der fertiggestellten Reaktoren lagen damit deutlich über ihrer ursprünglich angestrebten Errichtungsdauer.

Neben der Frage der Investitionskosten werden für neue Reaktorkonzepte auch die Frage der erreichbaren Lebensdauer sowie die im Normalbetrieb erreichbare Verfügbarkeit der Anlage zentral wichtig für die erzielbaren Stromgestehungskosten sein. Dabei ist auch zu berücksichtigen, dass bislang Kernkraftwerke überwiegend als Grundlastkraftwerke eingesetzt wurden, wodurch sie hohe Verfügbarkeiten – in Deutschland beispielsweise deutlich oberhalb von 90% erreichen konnten.

⁴ Der Strommarkt in der Schweiz ist nur teil-liberalisiert. Grosskonsumenten mit einem Verbrauch über 100000 kWh können den Lieferanten frei wählen.

3.5. Proliferation

Als Leitfrage soll diskutiert werden: Erschwert die Brennstoffver- und –Entsorgung neuer Reaktorkonzepte einen Zugriff auf kernwaffenfähiges Material?

Das GIF benennt als Anspruch für Generation IV Reaktoren eine höhere Proliferationsresistenz. Konkretisiert wird dazu das Ziel

- einer geringen Attraktivität des Gesamtsystems für die Abzweigung oder den Diebstahl kernwaffenfähiger Materialien

genannt (GIF 2014).

Eine ausführlichere Darstellung von Proliferationsaspekten findet sich beispielsweise in (GIF 2011b; Gilinsky et al. 2004; IAEA 2012a).

Wesentliche Aspekte werden im Folgenden basierend auf (Neles & Pistner 2012, Kap. 9) wiedergegeben.

Eine der größten Bedrohungen der internationalen Sicherheit besteht in der Existenz und Weiterverbreitung von Kernwaffen. Selbst Jahrzehnte nach dem Ende des Kalten Krieges befinden sich immer noch etwa 15.000 Sprengköpfe in den aktiven Arsenalen der Kernwaffenstaaten. Auch nahm die Zahl der Kernwaffenstaaten über die Jahrzehnte zu. Dabei gehen die zivile und militärische Nutzung der Kernenergie seit Entdeckung der Kernspaltung Hand in Hand. Oft kommen dieselben Technologien und Materialien sowohl beim Bau von Kernwaffen als auch bei der zivilen Kerntechnik zum Einsatz – man spricht daher von Dual-Use-Technologien. Und auch das spaltbare Material hat einen solchen ambivalenten Charakter.

Eine Voraussetzung für die militärische Nutzung der Kernenergie ist vor allem der Zugriff auf spaltbares Material. Die zwei wesentlichen Materialien zum Bau einer Kernwaffe sind hochangereichertes Uran und Plutonium. Beide Elemente gehören gemäß Definition der Internationalen Atomenergie-Organisation zur Kategorie der „speziellen spaltbaren Materialien“. Nur wenige Kilogramm hochangereichertes Uran oder Plutonium genügen als Sprengstoff für eine Bombe. Die Internationale Atomenergie-Organisation definiert acht Kilogramm Plutonium und hochangereichertes Uran mit einem Anteil von 25 Kilogramm Uran-235 als signifikante Menge, mit der der Bau einer einfachen Kernwaffe nicht ausgeschlossen werden kann. Doch moderne Kernwaffen lassen sich bereits mit weniger als vier Kilogramm Plutonium und zwölf Kilogramm hochangereichertem Uran bauen.

Die Technologien, um Zugriff auf hochangereichertes Uran oder Plutonium zu erhalten, sind zum einen die Urananreicherung, zum anderen der Betrieb von Kernreaktoren und die anschließende Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs.

Wie auch für den Einsatz im Kernkraftwerk muss für eine Kernwaffe der natürliche Anteil des Uran-235 gegenüber dem Uran-238 erhöht werden. Für Kernwaffen wird Uran typischerweise auf über 90 Prozent Uran-235 angereichert. Dies wird dann als hochangereichertes Uran bezeichnet, international „highly enriched uranium“ (HEU) genannt. Die Grenze liegt bereits bei einem Anreicherungsgrad von 20 Prozent Uran-235. Ein Anreicherungsgrad darunter gilt als niedrigangereichertes Uran, das als „low enriched uranium“ (LEU) bezeichnet wird. Unterhalb dieser 20-Prozent-Schwelle kann davon ausgegangen werden, dass sich das Uran nicht mehr sinnvoll in einer Kernwaffe einsetzen lässt. Uranbrennstoff für heutige kommerzielle Leichtwasserreaktoren muss typischerweise auf einen Anteil an Uran-235 von etwa drei bis fünf Prozent angereichert werden. Mit denselben Technologien kann der Anteil von Uran-235 aber auch auf über 90 Prozent erhöht werden, um waffentaugliches Material zu erhalten. Uran lässt sich mit verschiedenen Technologien

anreichern, kommerziell genutzt werden die Gasdiffusion und Gaszentrifugen. Hinsichtlich der Bedeutung von Uran-233 vgl. Kap. 4.1.6.

Plutonium ist, neben dem Isotop Uran-235, das zweite Material, das sich zum Bau einer Kernwaffe eignet. Die Isotope des Elements Plutonium sind in Kernwaffen ebenfalls spaltbar. Je länger der Brennstoff im Reaktor eingesetzt wird, umso mehr von für Kernwaffen ungünstigeren Plutoniumisotopen entstehen. Der Bau einer Kernwaffe mit einem solchen Plutoniumgemisch wird schwieriger, ist aber grundsätzlich möglich. Technisch versierte Staaten können die damit verbundenen Schwierigkeiten überwinden (DOE 1997; Kankleit et al. 1989; Mark 1993). Plutonium befindet sich nach seiner Entstehung im Reaktor in bestrahlten und damit hochradioaktiven Brennelementen. Deren hohe Strahlung verhindert einen direkten Zugriff auf das Plutonium. Zur militärischen Verwendung muss es durch Wiederaufarbeitung aus dem bestrahlten Brennelement abgetrennt werden. Die Wiederaufarbeitungstechnologie spielt für eine mögliche militärische Nutzung daher eine zentrale Rolle.

Die Entwicklung moderner Kernwaffen beruht darauf, sie effizienter zu machen. Wenige zusätzliche Gramm eines Gemisches aus Tritium und Deuterium in einer Kernwaffe können durch Kernfusionsreaktionen zusätzliche Neutronen erzeugen. Diese bewirken eine schlagartige Erhöhung der Neutronenzahl, so dass es zu mehr Spaltungen kommt und die Effizienz der Kernwaffe steigt. Dies wird als Boosting bezeichnet.

Mit zweistufigen thermonuklearen Waffen, besser bekannt als Wasserstoffbomben, wird die Sprengkraft von Kernwaffen noch weiter erhöht. In solchen Waffen dient eine Spaltbombe lediglich als Zünder, um die Fusionsreaktion einer zweiten Stufe auszulösen. Als Fusionsmaterial wird dabei wie beim Boosten Lithium-Deuterid verwendet. Neutronen wandeln das Lithium in Tritium um, das wiederum mit Deuterium fusioniert.

Daher sind grundsätzlich auch die Elemente Lithium, Deuterium und insbesondere Tritium von Bedeutung für die nukleare Nichtverbreitung.

Die Internationale Atomenergie-Organisation (International Atomic Energy Agency - IAEA) ist damit beauftragt, die zivile Nutzung der Kernenergie zu überwachen. Zu den Sicherungsmaßnahmen, den Safeguards, gehören Meldepflichten sowie die Überwachung kernwaffenfähiger Materialien und wichtiger Anlagen. Safeguards reichen von technischen Mitteln – wie der Anbringung von Siegeln oder der Kameraüberwachung sensibler Bereiche – bis hin zu Vor-Ort-Inspektionen durch Experten, die Interviews führen und Materialproben entnehmen. Safeguards stellen ein wesentliches Element dar, um die nukleare Nichtverbreitung zu kontrollieren. Gleichzeitig können sie aber nur sicherstellen, dass ein Vertragsbruch mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit innerhalb eines vorgegebenen Zeitraums entdeckt wird. Grundsätzlich lässt sich damit nicht verhindern, dass ein Staat Technologien oder Kernwaffenmaterialien militärisch nutzt. Die Kontrollen können nur dazu dienen, Verstöße nachträglich zu entdecken und dadurch abschreckend zu wirken.

Das U.S. Department of Energy möchte zur Entwicklung neuer Brennstoffkonzepte beitragen, wobei jedoch insbesondere die Ziele der USA mit Blick auf die Nukleare Nichtverbreitung eingehalten werden sollen. Dies bedeutet insbesondere, dass keine Brennstoffkonzepte verfolgt werden, bei denen direkt kernwaffenfähiges Material verwendet wird (DOE 2017c). Weiterhin sollen die Reaktorkonzepte eine Abzweigung von kernwaffenfähigem Material erschweren und bereits in der Designphase Fragen der Sicherung spaltbarer Materialien angemessen berücksichtigen.

4. Konzeptübergreifend relevante Aspekte

In diesem Kapitel werden zwei wesentliche Aspekte behandelt, die für verschiedene der heute diskutierten neuen Reaktorkonzepte von Bedeutung sind. Dabei handelt es sich zum einen um die Verwendung von Thorium anstelle des heute genutzten Urans als Brennstoffressource, zum anderen um Ansätze zur Reduzierung der Abfallproblematik durch technische Ansätze zur Umwandlung langlebiger hochradioaktiver Stoffe in ungefährlichere. Letztere Technologien werden unter dem Begriff der Partitionierung und Transmutation (P&T) geführt. Da diese beiden Aspekte weitgehend unabhängig von einem konkreten neuen Reaktorkonzept sind, werden sie hier übergeordnete behandelt.

4.1. Thorium als alternativer Ressource

Der heute im Wesentlichen genutzte Rohstoff für die Stromerzeugung aus Kernenergie ist das radioaktive Schwermetall Uran. Es kommt nur mit 0,0003 Prozent in der Erdkruste vor, ist damit aber immer noch häufiger als Gold und Silber. Das gewonnene Natururan lässt sich nicht direkt im Reaktor einsetzen. Es muss zunächst in verschiedenen Verfahrensschritten aufbereitet und verarbeitet werden. Natururan besteht aus drei verschiedenen Isotopen des Urans: Uran-238, Uran-235 und Uran-234. Bezogen auf die Masse besteht es zu 99,28 Prozent aus Uran-238 und nur zu 0,72 Prozent aus dem für die Kernspaltung relevanten Isotop Uran-235. Der Gewichtsanteil von Uran-234 ist so gering, dass er in aller Regel gar nicht aufgeführt wird. Für den Betrieb in einem heutigen Leichtwasserreaktor muss der Anteil an Uran-235 erhöht und so angereichertes Uran erzeugt werden. Für den heute üblichen Reaktorbetrieb ist in aller Regel ein Anteil von etwa 3 bis 5 Prozent Uran-235 im Brennstoff nötig (Neles & Pistner 2012).

Als alternative Ressource wird auch das radioaktive Schwermetall Thorium diskutiert (IAEA 2005; NEA 2015). Dieses ist ebenfalls in geringen Konzentrationen in der Erdkruste enthalten, seine Häufigkeit ist ca. drei bis viermal so groß wie diejenige von Uran (BGR 2016).

In einem Brennstoffkonzept, das auf Thorium beruht, wird aus dem in der Natur vorkommenden Thoriumisotop Th-232 durch Neutroneneinfang das radioaktive Isotop Th-233 erzeugt. Dieses zerfällt über einen Zwischenschritt (Pa-233) zu dem gut spaltbaren Uranisotop Uran-233, das dann zur Energieerzeugung genutzt wird.

Da das in der Natur vorkommende Thorium selbst nicht spaltbar ist, muss in allen Konzepten zur Nutzung von Thorium als Brennstoff dem Thorium in einem ersten Schritt ein spaltbares Material, entweder Uran-235 in erhöhter Anreicherung, oder Plutonium aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Reaktorabfälle, zugesetzt werden.

4.1.1. Bisherige Erfahrungen

In Deutschland wurde zwischen 1967 und 1988 im Hochtemperatur-Versuchsreaktor AVR in Kahl Brennstoff auf Thorium-Basis eingesetzt, siehe ausführlicher auch Kap. 6.2. Auch im Siedewasserreaktor in Lingen wurde versuchsweise Brennstoff auf Thorium-Basis getestet. In Großbritannien wurden im Versuchsreaktor Dragon, der im Rahmen einer internationalen Kooperation zwischen 1964 und 1973 betrieben wurde, Thorium-Brennelemente für eine Dauer von 741 Tagen eingesetzt (IAEA & NEA 2016).

Bereits seit den 1950er Jahren wurden auch in den USA Versuche mit Thorium als Brennstoff in Leichtwasserreaktoren unternommen (AEC 1969). In dem von 1964 bis 1968 betriebenen Elk-River Reaktor wurde Thorium als Brennstoff eingesetzt. Aufgrund von Schwierigkeiten bei der späteren Entsorgung wurde der Brennstoff aus den USA in eine Wiederaufarbeitungsanlage in Italien

verschifft (Ramana 2015). Im als thermischen Brüter betriebenen Leichtwasserreaktor Shippingport wurde zwischen 1977 und 1982 Thorium verwendet (IAEA & NEA 2016). Daneben wurde Thorium in den USA auch in verschiedenen Hochtemperatur-Versuchsreaktoren eingesetzt, vgl. Kap. 6.2.

Insbesondere Indien verfolgt seit längerem Forschungsprogramme mit dem Ziel eines Einsatzes von Thorium-Brennstoffen. Indien hat in einem experimentellen schnellen Brutreaktor, vgl. Kap. 5.2, Thorium zum Erbrüten von Uran-233 eingesetzt. Das so gewonnene Uran-233 wird seit 1996 auch in einem experimentellen Forschungsreaktor Kamini als Brennstoff verwendet. Weiterhin plant Indien den Einsatz von Thorium als Thorium-Plutonium-Mischoxid- oder als Thorium-Uran-Mischoxid-Brennstoff in seinem zukünftigen fortgeschrittenen Schwerwasserreaktor AHWR. Seit 2011 läuft hierfür die Standortsuche, eine Inbetriebnahme sei 2020 denkbar, die volle kommerzielle Verfügbarkeit dieses Systems wird jedoch nicht vor 2030 erwartet (IAEA & NEA 2016).

Hintergrund für das indische Interesse an Thorium ist, dass Indien über relevante Thorium-Vorkommen verfügt, demgegenüber jedoch praktisch nicht über relevante Uran-Vorkommen. Da Indien nicht Mitglied im nuklearen Nichtverbreitungsvertrag ist, waren seine Möglichkeiten, auf internationale Uran-Vorkommen zuzugreifen, lange Zeit stark eingeschränkt. Trotz dieses im internationalen Vergleich hohen Interesses an einer großtechnischen Umsetzung der Thoriumnutzung ist diese auch in Indien bislang nicht kommerziell implementiert.

Weitere aktuelle Forschungsarbeiten zu Thorium-Brennstoffen erfolgen gegenwärtig im Zusammenhang mit der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren, vgl. Kap. 6 sowie von Salzschmelze-reaktoren, vgl. Kap. 7.

Insgesamt kommt (IAEA & NEA 2016) zu dem Schluss, dass trotz bisheriger Erfahrungen mit Thorium-Brennstoffen diese gegenwärtig für einen kommerziellen Einsatz noch nicht geeignet seien. Gemäß (NNL 2010) ist die grundsätzliche Eignung von Thorium-Uran-Brennstoffen zur Nutzung in heutigen Leicht- oder Schwerwasserreaktorkonzepten grundsätzlich verstanden, müsste jedoch vor einem tatsächlichen kommerziellen Einsatz noch weiter demonstriert werden. Dies entspricht etwa einem Technology Readiness Level von 5-6. Dazu wären noch weitere intensive Forschungs- und Entwicklungsarbeiten mit entsprechendem massivem finanziellem Engagement über mindestens 10-15 Jahre erforderlich. Für den Einsatz solcher Brennstoffe in zukünftigen Reaktorkonzepten sei demgegenüber noch eine deutlich längere Entwicklungsphase erforderlich.

Als zentrale Argumente, die für eine Nutzung von Thorium als Alternative zu Uran sprechen sollen, werden typischerweise

- die großen Thoriumreserven,
- eine Verbesserung der Abfallproblematik sowie
- geringere Proliferationsrisiken

genannt (IAEA 2005).

Im Folgenden werden diese sowie die weiteren in Kap. 3 eingeführten Bewertungskriterien hinsichtlich tatsächlich vorhandener relevanter Unterschiede bei der Nutzung von Thorium gegenüber Uran untersucht. Dabei können nur einige wesentliche Aspekte genannt werden, eine vollständige Betrachtung insbesondere auch der verschiedenen unterschiedlichen denkbaren Kombinationen von Brennstoff- und Reaktorkonzepten ist nicht möglich, für eine detailliertere Darstellung sei beispielsweise auf (NEA 2015) verwiesen.

4.1.2. Sicherheitsaspekte

Grundsätzlich weist ein Brennstoff auf Basis von Thorium höhere Schmelztemperaturen und bessere Wärmeleiteigenschaften auf als ein Uranbrennstoff. Dies ist mit Blick auf das Verhalten des Brennstoffs bei Störfällen günstig. Auch führt der geringere Aufbau an Transuranen zu einem geringeren radioaktiven Inventar, was sich günstig hinsichtlich der möglichen Freisetzungen bei Unfällen auswirken würde. Mit verschiedenen Bestrahlungsversuchen wurden grundsätzlich positive Eigenschaften von Thoriumbrennstoffen, beispielsweise mit Blick auf die Spaltgasfreisetzung sowie ein Brennstoffschwellen im Laufe der Bestrahlung untersucht. Um einen beliebigen Brennstoff, also auch neue Thorium-Brennstoffe, in Kernreaktoren einsetzen zu können, ist jedoch in jedem Fall eine aufwändige Qualifizierung des Brennstoffs durchzuführen. Dazu müssen

- die physikalisch-chemischen Eigenschaften des Brennstoffs in Laborversuchen nachgewiesen,
- reaktorphysikalische Rechenprogramme für die betriebliche und sicherheitstechnische Nachweisführung für den neuen Brennstoff qualifiziert,
- ein großtechnisches Herstellungsverfahren für den Brennstoff entwickelt, erprobt und qualifiziert,
- verschiedene Bestrahlungsversuche zum Nachweis der Eigenschaften des Brennstoffs durchgeführt,
- Untersuchungen des bestrahlten Brennstoffs durchgeführt und
- die sicherheitstechnischen Nachweise sowohl für den Reaktoreinsatz als auch für die Brennstoffherstellung geführt

werden. Der zeitlichen Bedarf für einen Umstieg von heutigen Brennstoffen auf Thoriumbrennstoffe liegt bereits deshalb bei Jahrzehnten, würden gar neue Anlagen zur Brennstofffertigung erforderlich, so wäre noch mit einem deutlich höheren Zeitbedarf zu rechnen (NEA 2015).

Grundsätzliche Erfahrungen mit einem Reaktoreinsatz von Thoriumbrennstoffen liegen vor. Jedoch bereits mit Blick auf heutige Anforderungen bezüglich der Einsatzbedingungen (Abbrände, thermische Leistungen etc.) stellt (NNL 2010) fest, dass noch relevante Brennstofftest durchzuführen seien, um Thoriumbrennstoff für den Einsatz in heutigen Reaktoren zu qualifizieren. Noch erheblich größerer Aufwand sei für die fortgeschrittenen Brennstoffkonzepte zukünftiger Reaktorkonzepte erforderlich.

Auch (NRC & ORNL 2014) stellt fest, dass sich die fundamentalen nuklearen Eigenschaften von Thorium auf eine Vielzahl von sicherheitstechnisch relevanten Bereichen, vom Reaktorbetrieb über Störfallanalysen bis hin zur Brennstoffhandhabung, auswirken. Die vorhandenen Unsicherheiten in den bisher bekannten Daten und ihre Auswirkung auf die Sicherheitseigenschaften sei daher erst noch umfangreich zu analysieren.

4.1.3. Ressourcenverfügbarkeit und Brennstoffversorgung

Ein heutiger Leichtwasserreaktor mit 1.300 Megawatt elektrischer Leistung verbraucht pro Jahr rund 28 Tonnen Brennstoff aus angereichertem Uran. Um diesen Brennstoff herzustellen, werden pro Betriebsjahr etwa 260 Tonnen Natururan benötigt (Neles & Pistner 2012). Der weltweite Uranverbrauch stieg seit den 1960er Jahren bis zum Anfang der 2000er Jahre auf knapp 70.000 Tonnen Natururan pro Jahr an. Seither geht der Bedarf wieder etwas zurück und liegt heute bei unter 60.000 Tonnen Natururan (IAEA & NEA 2016).

Die Ressourcen an bergbaulich gewinnbarem Uran werden international je nach Erkundungsgrad und abhängig von den geschätzten Kosten für die Gewinnung des Urans in Kategorien eingeteilt

(IAEA & NEA 2016). In der Gruppe der bereits identifizierten Uranvorkommen gibt es die Kategorien:

- **reasonably assured resources:** Sie bezeichnet Uranreserven, deren Mengen und Konzentration schon sehr konkret und zuverlässig geschätzt werden.
- **inferred resources:** Mit dieser Kategorie werden Vorkommen bezeichnet, über die weniger konkrete Angaben vorliegen.

Darüber hinaus gibt es die Gruppe der unentdeckten Uranvorkommen mit folgenden Kategorien:

- **prognosticated resources:** Aufgrund der Geologie einer Region wird auf Uranvorkommen geschlossen. Über das reale Vorkommen, mögliche Urankonzentrationen und förderbare Mengen gibt es aber keine Erkenntnisse.
- **speculative resources:** Wie prognosticated resources bei noch größerer Unsicherheit.

Die internationalen Organisationen OECD/NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency) und IAEA erfassen regelmäßig Daten zur Gewinnung und zum Handel mit Uran (IAEA & NEA 2016).

Damit die Uranvorkommen auch tatsächlich gefördert werden, darf der Aufwand gewisse Grenzen nicht überschreiten. Um zu beurteilen, wie wirtschaftlich und damit wie wahrscheinlich die Ausbeutung eines Uranvorkommens ist, werden die Vorkommen deshalb nach Kostengruppen unterteilt, beginnend mit der Kategorie „weniger als 40 US-Dollar pro Kilogramm Uran“. Lange galten Gewinnungskosten bis 130 US-Dollar pro Kilogramm Uran als höchste Kostengruppe. Im Jahr 2009 wurde eine zusätzliche Kostengruppe bis 260 US-Dollar pro Kilogramm Uran eingeführt, da die 130-US-Dollar-Grenze für kurzfristige Lieferverträge in den Jahren 2007 und 2008 zeitweise überschritten wurde und die Kosten für die Gewinnung tendenziell gestiegen sind (Neles & Pistner 2012). Gegenwärtig liegen die Uranpreise sowohl für kurzfristige wie für langfristige Lieferverträge wieder unter der 130 US-Dollar pro Kilogramm Uran Marke (IAEA & NEA 2016).

Von Beginn der Urannutzung bis zum Ende des Jahres 2014 wurden weltweit 2,8 Millionen Tonnen Uran gefördert. Aktuell sind rund 5,7 Mio. Tonnen Uranvorkommen in der Erdkruste bereits bekannt oder werden angenommen (reasonably assured resources und inferred resources), die zu Kosten von unter 130 US-Dollar pro Kilogramm gefördert werden könnten. Nimmt man die bis zu Kosten von 260 US-Dollar pro Kilogramm förderbaren Mengen hinzu, ergeben sich Vorkommen von 7,6 Mio. Tonnen (IAEA & NEA 2016).

Diese Größenordnung hat sich trotz kontinuierlicher Förderung über die letzten Jahrzehnte nicht wesentlich verändert, da dem jeweiligen Abbau die Erschließung von neuen Vorkommen gegenübersteht. Tatsächlich haben sich die mit Kosten von 130 US-Dollar pro Kilogramm Uran gewinnbaren „reasonably assured“ Ressourcen gemäß (NEA 2015, Fig. 2.2) seit 1965 von einem Wert von ca. 1,5 Mio. Tonnen auf ca. 3,5 Mio. Tonnen im Jahr 2015 sogar kontinuierlich erhöht.

Für Thorium schätzt (IAEA & NEA 2016) die Vorkommen, die bereits bekannt sind oder angenommen werden, mit 6,2 Mio. Tonnen ab. Dieser mit den Uranvorkommen vergleichbare Wert ist allerdings vor dem Hintergrund einzuordnen, dass heute kein eigenes ökonomisches Interesse an einer Erschließung von Thorium-Vorkommen besteht, sondern solche Erschließungen nur im Zusammenhang mit der Erschließung anderer Rohstoffe vorgenommen werden.

Für einen Uranverbrauch auf dem heutigen Niveau von ca. 56.000 Tonnen geht (IAEA & NEA 2016) davon aus, dass die bekannten und vermuteten Vorräte von 5,7 Millionen Tonnen Uran noch für über 100 Jahre den weltweiten Bedarf decken werden, bei Berücksichtigung der bis zu einem

Preis von 260 US-Dollar pro Kilogramm förderbaren Mengen sogar für 135 Jahre. Unter Hinzunahme einer Abschätzung von Fortschritten in der Ausnutzung der Uranressourcen decken die gegenwärtigen gesicherten Reserven den weltweiten Bedarf für 160 Jahre, unter Berücksichtigung aller konventionellen Reserven (also auch bislang unentdeckter jedoch prognostizierter Mengen) sogar für 240 Jahre (IAEA & NEA 2016).

Lediglich bei einem drastischen Ausbau der Kernenergie würden die Ressourcen entsprechend wesentlich früher verbraucht beziehungsweise nur zu deutlich höheren Kosten zu gewinnen sein.

Potenziell existieren noch weit größere Mengen an Uran, beispielsweise belaufen sich die im Meerwasser gelösten Mengen an Uran auf schätzungsweise 4 Mrd. Tonnen. Bislang ist die Gewinnung solcher Mengen technisch allerdings nicht zu ökonomisch vertretbaren Kosten möglich (IAEA & NEA 2016).

Entsprechend dieser Zahlen kommt auch (BGR 2016) zu dem Schluss, dass aus rohstoffgeologischer Sicht ein ausreichendes Potenzial zur Verfügung steht, um eine langfristige weltweite Versorgung mit Uran zu gewährleisten.

Unterstellt man dennoch, dass im Kontext einer sehr langfristigen bzw. stark ansteigenden zukünftigen Kernenergienutzung ein Bedarf für das Erbrüten zusätzlichen spaltbaren Materials bestehen könnte, so wäre dies grundsätzlich sowohl mit Uran (durch Erbrüten von Plutonium) wie mit Thorium (durch Erbrüten von Uran-233) möglich. Damit bestünde selbst bei Annahme einer sehr langfristigen Kernenergienutzung auf hohem Niveau keine Notwendigkeit für die Nutzung von Thorium als Brennstoff.

Bereits (Hebel et al. 1978) stellen grundsätzlich fest, dass durch den Anteil von Uran-232 im Uran-233 bei der Herstellung von frischem Brennstoff eine umfangreiche Abschirmung, vgl. hierzu Kap. 4.1.6, und damit verbunden höhere Kosten bei der Brennstoffherstellung zu erwarten sind. Auch führt die hohe Alpha-Zerfallsrate der Isotope Uran-233, Uran-232 und von deren Zerfallsprodukten durch weitere kerntechnische Reaktionen zu einem hohen Neutronenhintergrund, der ebenfalls eine zusätzliche Abschirmung der Neutronenstrahlung bei der Herstellung frischen Thorium-Uran-Brennstoffs erforderlich macht. Auch die Wiederverwendung von wiederaufgearbeitetem Thorium wird durch die harte Gammastrahlung der Zerfallsprodukte des dann im Thorium enthaltenen Thorium-232 erschwert. Auch (NEA 2015) hält fest, dass der Umgang mit Uran-233 bei der Herstellung frischer Thorium-Uran-Brennstoffe zu deutlich höheren Anforderungen und Kosten gegenüber heutigen Uranbrennstoffen führt. Die Anforderungen zur Brennstoffherstellung seien eher vergleichbar mit denjenigen bei der Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen.

Für den erstmaligen Einsatz von Thorium-Brennstoff muss dem Brennstoff ein spaltbarer Anteil zugefügt werden. Dafür kann entweder höher angereichertes Uran-235 oder Plutonium verwendet werden. Daher muss neben einer Brennelementfertigung basierend auf Thorium und dem daraus gewonnenen Uran-233 zusätzlich eine Fertigungskapazität für Thorium mit diesen Spaltmaterialien verfügbar sein.

Schließlich müsste für einen langfristigen Einsatz von Thorium-Brennstoffen auch zwingend das Uran-233 aus den abgebrannten Brennstoffen wiedergewonnen werden. Eine hierfür notwendige großtechnische Wiederaufarbeitungstechnik für Thorium-Brennstoffe ist ebenfalls weltweit nicht verfügbar. Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Thorium-Brennstoffe ist dabei gegenüber der Wiederaufarbeitung abgebrannter Uran-Brennstoffe eher als aufwändiger einzustufen (NEA 2015).

4.1.4. Abfallproblematik

Als ein wesentlicher Vorteil eines Thorium-Uran-Brennstoffs wird zumeist der deutlich geringere Aufbau von Transuranelementen, insbesondere von Plutonium benannt. Die Aktinidenproduktion ist bei der Verwendung von Thorium geringer, allerdings entstehen ebenfalls relevante Mengen des langlebigen Protactinium-231. Insgesamt ist die im abgebrannten Brennstoff vorhandene Radiotoxizität von Thorium-Uran-Brennstoff gegenüber derjenigen eines herkömmlichen Uran-Brennstoffs jedoch deutlich reduziert. Wie in Kap. 4.2.2 ausführlicher diskutiert, ist dies allerdings mit Blick auf die Frage der Abfallproblematik ein irreführendes Argument, da die Radiotoxizität einen diesbezüglich ungeeigneten Maßstab darstellt.

Dies stellt auch (NEA 2015, S. 29) mit Blick auf Thorium-Uran-Brennstoff fest. Demnach ist für den Sicherheitsnachweis eines potenziellen Endlagers der Einfluss der Aktiniden gegenüber den langlebigen, mobilen Spaltprodukten gering. Der wesentliche Einflussfaktor mit Blick auf die Schwierigkeit, einen Langzeitsicherheitsnachweis zu führen, sei nicht so sehr die Art des verwendeten Brennstoffs bzw. des Reaktorsystems, sondern die insgesamt erzeugte Energie als eine Kenngröße für die Menge an entstandenen Spaltprodukten.

Mit Blick auf die Produktion von langlebigen Spaltprodukten sieht (NEA 2015, S. 100) keine relevanten Unterschiede zwischen einem Uran-Plutonium- und einem Thorium-Uran-Brennstoff.

4.1.5. Ökonomie

Wie in Kap. 3.4 ausgeführt, stellen die Brennstoffkosten an den Gesamtkosten der Stromerzeugung mit Kernkraftwerken nur einen relativ geringen Anteil dar. Entsprechend sind auch Kostenunterschiede in der Brennstoffver- und Entsorgung nicht von entscheidender Bedeutung für die Gesamtgestehungskosten in neuen Reaktorkonzepten. Auch liegen bislang praktisch keine belastbaren Angaben für tatsächliche Kosten eines kommerziellen Thorium-Brennstoffkonzepts vor.

(NEA 2015) diskutiert in qualitativer Weise die Kostenbeiträge der verschiedenen Verarbeitungsstufen bei der Brennstoffherstellung eines Thorium-Brennstoffs im Vergleich zu einem Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoff (MOX) und kommt zu den Schlußfolgerungen, dass

- die Brennstofffertigung im Aufwand derjenigen heutiger MOX-Brennstoffe vergleichbar und damit etwa drei bis fünfmal so teuer wie diejenige eines reinen Uranbrennstoff sei,
- die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe zur Bereitstellung des spaltbaren Materials für die neue Brennstofffertigung mindestens vergleichbar aufwendig sei wie die heutige Wiederaufarbeitung abgebrannter Uran-Brennstoffe und
- keine relevanten Unterschiede bezüglich der Kosten einer finalen Endlagerung der verbleibenden hochradioaktiven Abfälle beim Vergleich der beiden Brennstoffkonzepte zu erwarten sei.

(NNL 2010) kommt zu dem Schluss, dass durch die Nutzung von Thorium zwar gegebenenfalls geringe Kostenvorteile gegenüber anderen Brennstoffkonzepten erreichbar seien, diese Kostenvorteile bei der Brennstoffversorgung jedoch angesichts des geringen Anteils der Brennstoffkosten an den gesamten Stromgestehungskosten jedoch nicht von relevanter Bedeutung sei.

4.1.6. Proliferation

Im Thorium-Uran-Brennstoff entsteht als spaltbares Material das Uranisotop Uran-233. Aufgrund seiner Eigenschaften (geringe kritische Masse im Bereich von 15-30 kg, geringem Anteil an Spon-

tanspaltungen und damit geringer Hintergrund an störenden Neutronen, lange Halbwertszeit) stellt Uran-233 ein sehr gutes Material für Kernwaffen dar (GIF 2011b).

Wie in (Liebert et al. 2009) diskutiert, hat die Standing Advisory Group on Safeguards Implementations (SAGSI) der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) bereits 1977 eine „significant quantity“ als Masse an spaltbarem Material definiert, die ausreichend wäre zum Bau einer einfachen Waffe der ersten Generation (Implosionstyp), und berücksichtigt hierbei auch Materialverluste bei der Herstellung. Als signifikante Mengen werden 8 kg Plutonium, 25 kg hochangereichertes Uran (HEU, ca. 90% U-235) oder 8 kg U-233 zugrunde gelegt.

Fortgeschrittenere Waffendesigns benötigen jedoch weniger spaltbares Material. Schon eine Menge von 4-5 kg Plutonium bzw. Uran-233 oder etwa 12 kg HEU reicht aus, um einen Nuklearsprengkopf zu bauen (Cochran & Paine 1995).

Neben den Spaltstoffen Uran und Plutonium sowie Natururan als Nuklearmaterial fällt damit auch Thorium unter die Safeguards der IAEA. Lediglich Mengen kleiner 20 Tonnen können explizit von Safeguards ausgenommen werden (IAEA 1972).

Mit Blick auf die Proliferationsresistenz von Uran-233 ist eine wichtige Eigenschaft, dass im Thorium-Brennstoff immer auch das Isotop Uran-232 produziert wird. Uran-232 zerfällt mit einer Halbwertszeit von 69 Jahren, wobei in der Zerfallskette verschiedene sehr harte Gammastrahler (Gammaenergie von 2,6 MeV) gebildet werden. Diese harte Gammastrahlung ist schwer abzuschirmen.

Je nach Dauer der Bestrahlung des Brennstoffs kann der Anteil von Uran-232 im entstehenden Gesamturan im Bereich von wenigen ppm bis hin zu einigen Tausend ppm liegen. Die starken Gammastrahler in der Zerfallskette von Uran-232 bauen sich (nach der Abtrennung von Uran) innerhalb von wenigen Monaten bis zur Gleichgewichtskonzentration auf. Bei frisch abgetrenntem Uran ist damit die Strahlung aus den Zerfallsprodukten des Uran-232 noch gering. Nach (GIF 2011b) führt 1 g Uran-232 zu einem Anstieg der Zerfallsrate der starken Gammastrahler von 0,3 GBq pro Tag über die ersten drei Monate, ein Gleichgewicht wird letztlich nach einigen Jahren erreicht, wobei dann die Zerfallsrate bei 270 GBq liegt.

Damit ist einerseits eine Detektion auch geringer Mengen von Uran im Rahmen der Spaltmaterialüberwachung möglich. Andererseits geht von größeren Mengen Uran auch eine relevante Dosisleistung aus, so dass eine Handhabung und Verarbeitung des Materials nur stark abgeschirmt bzw. fernhantiert möglich ist.

(NNL 2010) stellt fest, dass die mit der Nutzung von Uran-233 verbundenen Proliferationsrisiken als vergleichbar zur den Risiken beim Umgang mit hochangereichertem Uran und als mindestens vergleichbar zu denjenigen eines Uran-Plutonium-Brennstoffkonzepts einzuschätzen sind. Der physische Schutz durch die Anwesenheit von Uran-232 werde im Allgemeinen überbewertet, nur unter sehr speziellen Randbedingungen könne ein Thorium-Uran-Brennstoffkonzept eine höhere Proliferationsresistenz aufweisen als andere Brennstoffkonzepte. Für eine vertiefte Diskussion des Einflusses dieses „Selbstschutzes“ auf die Proliferationsresistenz verschiedener denkbarer Brennstoff- und Abzweigungsszenarien vgl. beispielsweise (NEA 2015, Kap. 9.2). Am konkreten Beispiel eine MSR wird dies auch in Kap. 7.3.5 detaillierter diskutiert.

Als weiterer Aspekt ist zu berücksichtigen, dass bei jedem Reaktor, der Brennstoffe auf Thorium-Basis einsetzen soll, für einen anfänglichen Betrieb auch die Zugabe eines spaltbaren Materials (entweder höher angereichertes Uran oder Plutonium) zwingend erforderlich ist. Aufgrund der relativ langen Zeiten bis zum Erbrüten von ausreichenden Mengen an Uran-233 bestünde diese Not-

wendigkeit auch für mehrere Jahrzehnte (NEA 2015). So wäre beispielsweise nach (IRSN 2015) für die Inbetriebnahme eines MSFR von 3000 MW thermischer Leistung, vgl. Kap. 7.1, 5000 kg Uran-233 (oder eine äquivalente Menge anderen Spaltmaterials) als Startmaterial erforderlich. Die Gewinnung und Bereitstellung der hierfür erforderlichen Mengen an Spaltmaterial muss im Rahmen einer vollständigen Diskussion der von einem konkreten Thorium-Uran-Brennstoffkonzept ausgehenden Proliferationsrisiken einbezogen werden.

4.1.7. Fazit

Angesichts der heute verfügbaren Uranressourcen besteht aus Sicht der Ressourcenverfügbarkeit keinerlei Notwendigkeit, Thorium als alternativen Brennstoff in neuen Reaktorkonzepten einzusetzen.

Im Kontext einer sehr langfristigen bzw. stark ansteigenden zukünftigen Kernenergienutzung könnte ein Bedarf für das Erbrüten zusätzlichen spaltbaren Materials bestehen. Dies wäre grundsätzlich sowohl mit Uran (durch Erbrüten von Plutonium) wie mit Thorium (durch Erbrüten von Uran-233) möglich. Damit bestünde selbst bei Annahme einer sehr langfristigen Kernenergienutzung auf hohem Niveau keine Notwendigkeit für die Nutzung von Thorium als Brennstoff.

Eine industrielle Infrastruktur für die Versorgung, Brennstoffherstellung und die notwendige Wiederaufarbeitung abgebrannter Thoriumbrennstoffe existiert heute weltweit noch nicht. Sie wäre beim Übergang von heutigen Uran- oder Uran-Plutonium-Brennstoffkonzepten auf Thorium-Brennstoffkonzepte aufzubauen.

Weder mit Blick auf die Sicherheit, die Abfallproblematik noch bezüglich der Ökonomie bestehen klare Vorteile von Thorium gegenüber Uran.

Hinsichtlich von Proliferationsaspekten wären diese sehr stark abhängig von der konkreten technischen Ausgestaltung der Thorium-Brennstoffnutzung. Eindeutige Vor- oder Nachteile von Thorium lassen sich jedoch auch in diesem Feld nicht ausweisen.

Insgesamt stellt (NEA 2015) fest, dass die Verwendung von Thorium als alternativer Brennstoff in den vergangenen Jahren eine erhebliche Aufmerksamkeit auch in der allgemeinen Medienöffentlichkeit gefunden hat. Grund dafür seien verschiedene Thorium-Interessengruppen, die Thorium als eine einsatzbereite, problemfreie Lösung für die Energieprobleme der Welt darstellen. Unabhängig von der potenziellen Nutzung von Thorium und damit ggf. verbundenen Vorteilen könne die zumeist unausgewogene und unwissenschaftliche Darstellung von Thorium in den Medien eine Debatte um die tatsächlichen Chancen und Risiken in Bezug auf die Nutzung von Thorium gegenüber Entscheidungsträgern und der allgemeinen Öffentlichkeit nur erschweren.

(NNL 2010) stellen zusammenfassend fest, dass die Technologie der Thoriumnutzung technisch innovativ, jedoch noch nicht ausgereift sei. Aufgrund erheblicher technischer und finanzieller Risiken ohne erkennbare Vorteile sei Thorium gegenwärtig für Betreiber von Kernkraftwerken nicht von Interesse.

4.2. Partitionierung und Transmutation

Stand und Perspektiven der Partitionierung und Transmutation (P&T) radioaktiver Abfälle wurden in Auftrag der „Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe“ des Deutschen Bundestages mit (Kirchner et al. 2015) evaluiert. Im Folgenden werden die wesentlichen Ergebnisse dieser Studie in Auszügen wiedergegeben.

Zunächst ist festzustellen, dass die grundsätzliche physikalische Möglichkeit, langlebige radioaktive Substanzen aus den nuklearen Abfällen gezielt abzutrennen (Partitionierung, P) und durch Bestrahlung in spezifischen Reaktoren in kurzlebige, weniger gefährliche Isotope umzuwandeln (Transmutation, T), seit Jahrzehnten im Prinzip bekannt ist.

Das Ziel, Mensch und Umwelt vor den potentiellen schädlichen Auswirkungen radioaktiver Abfälle zu schützen, würde bei P&T primär nicht durch sicheren Einschluss der Abfälle, sondern durch deren kernphysikalische Umwandlung in nicht radioaktive oder zumindest kurzlebige radioaktive Stoffe erreicht. Als wesentliche Chance dieser Technologie wird die massive Reduzierung der Radiotoxizität der Abfälle genannt und damit sogar die Perspektive verbunden, den erforderlichen Isolationszeitraum eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle auf säkulare Zeiträume unter 1.000 Jahre zu reduzieren.

Gegenstand von (Kirchner et al. 2015) war eine Überprüfung der Realisierbarkeit solcher Vorteile.

4.2.1. Grundkonzept von P&T-Systemen

Während des Einsatzes in einem Reaktor werden Anteile des Brennstoffs durch Spaltung und Neutroneneinfang in andere Elemente umgewandelt. Nach der Bestrahlung enthalten abgebrannten Brennelemente eine Vielzahl radioaktiver Nuklide in Form von Spaltprodukten und Transuranen. Als Transurane werden dabei alle Elemente bezeichnet die schwerer sind als Uran, also insbesondere Neptunium, Plutonium, Americium und Curium. Typischerweise enthält abgebrannter Brennstoff aus heutigen Leichtwasserreaktoren je nach Standzeit im Reaktor etwa 1% Plutonium, ca. 0,1-0,2% Minore Aktinide (also die Transurane außer Plutonium) und 4-6% Spaltprodukte.

Während in den 1990er Jahren noch Konzepte zur Transmutation diskutiert wurden, bei denen auch Spaltprodukte transmutiert werden sollten, spielen diese in Diskussionen um P&T heute keine Rolle mehr, da der damit verbundene Aufwand gegenüber der Transmutation von Aktiniden nochmals erheblich größer ist. Demgegenüber sollen sowohl Plutonium also auch, je nach Konzept, die Minoren Aktinide (Neptunium, Americium und Curium) durch Kernspaltung unter Energiefreisetzung transmutiert werden (Schmidt et al. 2013).

Im Rahmen von P&T-Szenarien werden abgebrannte Brennelemente chemisch aufgelöst und die Transurane in verschiedenen chemischen Prozessschritten separiert (Partitionierung). Mit den separierten Transuranen werden anschließend frische Brennstoffe gefertigt. Diese Brennstoffe werden in für P&T-Konzepte geeigneten Reaktoren eingesetzt und dort bestrahlt, um die enthaltenen Transurane zu spalten. Nach Abschluss der Bestrahlung in einem P&T-Reaktor ist typischerweise nur ein geringer Teil der Transurane gespalten. Daher muss im Weiteren eine erneute Wiederaufarbeitung der P&T-Brennstoffe sowie ein erneuter Einsatz der abgetrennten Transurane im Reaktor vorgenommen werden.

Insbesondere schnelle Brutreaktoren (FBR, vgl. Kap. 5) und Salzschnmelze-Reaktoren (MSR, vgl. Kap. 7) werden als Systeme mit dem Potenzial für P&T-Anwendungen diskutiert. Die reaktorspezifischen Aspekte wie der technische Entwicklungsstand oder Sicherheitsfragen im Zusammenhang mit diesen Reaktorkonzepten werden in den folgenden Kapiteln diskutiert. Aus (Kirchner et al. 2015) werden hier übergeordnete Schlussfolgerungen hinsichtlich der möglichen Auswirkungen von P&T auf die Anforderungen an die geologische Endlagerung und auf die nukleare Nichtverbreitung wiedergegeben. Diese können weitgehend unabhängig vom konkreten Reaktorkonzept diskutiert werden.

4.2.2. Auswirkungen bezüglich der Anforderungen an die geologische Endlagerung

Durch Nutzung einer P&T Strategie könnten die Anforderungen reduziert werden, die an die Endlagerung der verbleibenden Abfälle bei Nutzung von P&T zu stellen sind. Die diesbezüglich üblicherweise genannten Kriterien wurden in (Kirchner et al. 2015) wie folgt bewertet.

4.2.2.1. Radiotoxizität

Als Radiotoxizität wird das Potential eines Radionuklids, den menschlichen Organismus nach Einatmen, Zufuhr mit der Nahrung oder durch Auftreffen der emittierten Strahlung von außen auf den Körper zu schädigen, verstanden. Bei der Bewertung von P&T-Strategien wird häufig ein sogenannter „Radiotoxizitätsindex“ benutzt, der auf der Annahme beruht, dass der gesamte radioaktive Abfall in die menschliche Nahrung gelangt. Die daraus resultierende hypothetische Strahlenexposition wird verglichen mit einer beim Verzehr einer als Vergleich gewählten Menge an Uranerz hypothetisch verursachten Strahlenexposition. In einem solchen Vergleich dominieren Plutonium und die Minoren Aktinide die Radiotoxizität des abgebrannten Brennstoffs.

Ein derartiger Maßstab ist jedoch irreführend, da sowohl generische als auch standortspezifische Langzeitsicherheitsanalysen für geologische Endlager wärmeentwickelnder Abfälle zeigen, dass Plutonium und die Minoren Aktinide nicht oder nur unwesentlich zu potenziellen Strahlenexpositionen zukünftiger Generationen beitragen, da die Transurane im Gegensatz zu einigen mobilen Spalt- und Aktivierungsprodukten wie Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79, Technetium-99, Zinn-126, Jod-129 und Cäsium-135 im Untergrund immobil sind und am Gestein hängen bleiben („sorbieren“).

Radiotoxizitätsvergleiche erlauben daher keine Aussage über die Langzeitsicherheitsrelevanz der Radionuklide bei ihrer Endlagerung, sondern identifizieren eher die falschen Radionuklide als sicherheits- und daher P&T-relevant, und sollten daher nicht als Bewertungskriterium benutzt werden (Schmidt et al. 2013).

4.2.2.2. Langzeitsicherheit

Der Zeitraum, für den ein Endlager die eingelagerten langlebigen Radionuklide isolieren muss, wird determiniert durch die Inventare derjenigen Radionuklide und ihrer radioaktiven Zerfallsprodukte, deren lange Halbwertszeiten zusammen mit einer potentiell hohen Mobilität in Geo- und Biosphäre bei einem Versagen der geologischen Barrieren zu nicht vernachlässigbaren Strahlenexpositionen zukünftiger Generationen führen könnten. Der erforderliche Zeitraum für den Nachweis dieser Isolationseigenschaften wird in Deutschland derzeit mit 1 Million Jahre angesetzt.

Bei Betrachtungen zum Endlagerinventar, die auf einem vereinfachten Toxizitätsindex beruhen, wird oftmals unterstellt, dass die Abfälle dann ungefährlich seien, wenn sie bei vollständiger Aufnahme mit der Nahrung zu einer geringeren Dosis führen als eine entsprechende Menge Natururan. Dieser Maßstab ist für die Ableitung von Isolationszeiträumen vollkommen ungeeignet, da er einerseits auf dem irrealen Expositionsszenario „Verspeisen des gesamten Abfalls“ beruht und andere Expositionsformen außer Acht lässt. Andererseits ist nach den international gültigen Prinzipien des Strahlenschutzes ein radioaktiver Stoff erst dann als „unschädlich“ zu bewerten, wenn er die gesetzlich regulierten Werte zur „Freigabe“ in eine eingeschränkte Verwertung oder uneingeschränkte Nutzung unterschreitet. Diese Werte sind so gewählt, dass die resultierende Dosis die sogenannte „De minimis Dosis“ von einigen zehn Mikrosievert unterschreitet.

Legt man diesen Maßstab an, wird deutlich, dass zu entsorgende hochradioaktive Abfälle auch im Falle der Anwendung von P&T noch nach 1 Million Jahren in Konzentrationen vorliegen, die um

eine Vielfaches über den Freigabegrenzen für das jeweilige Radionuklidgemisch liegen. Auch für ein Szenario mit Abtrennung von Uran und Transurane wird die Freigrenze noch nach einer Million Jahren um ein Vielfaches überschritten. Es wird anhand eines solchen Vergleichs auch deutlich, dass der Vergleichsmaßstab „Uranerz“ ungeeignet für eine Bewertung ist.

Selbst bei unterstellter erfolgreicher Anwendung von P&T wäre also das Ziel, den erforderlichen Isolationszeitraum eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle auf säkulare Zeiträume unter 1.000 Jahre zu reduzieren, nicht erreichbar.

4.2.2.3. Volumenbedarf

Das erforderliche Volumen eines Endlagers für wärmentwickelnde Abfälle wird im Wesentlichen durch das Volumen und die Wärmeleistung der Abfälle während der Phase direkt nach der Einlagerung determiniert.

Durch eine Partitionierung in Uran, Transurane und Spaltprodukte entstehen verschiedene Abfallströme mit entsprechenden Auswirkungen auf den Bedarf an Endlagervolumen für schwach- und mittelaktive Abfälle und hoch radioaktive Abfälle.

Durch die Abtrennung von Uran wird das Gesamtvolumen der hoch radioaktiven Abfälle um ca. 90% reduziert. Das abgetrennte Uran kann im Prinzip in ein bestehendes oder neu zu schaffendes Endlager mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung eingelagert werden. Ein entsprechendes Vorgehen würde damit das einzulagernde Abfallvolumen in einem Endlager für wärmeentwickelnde hoch radioaktive Abfälle verringern.

Für die hoch radioaktiven Abfälle ist das benötigte Endlagervolumen jedoch nicht nur abhängig vom Abfallvolumen, sondern auch von der Wärmecharakteristik der Abfälle. Diese bestimmt die zwischen den eingelagerten Abfallgebänden einzuhaltenen Mindestabstände und damit letztlich das benötigte Endlagervolumen.

Während der ersten 30 Jahre nach der Entladung von Brennstoff aus dem Reaktor wird die Nachzerfallswärme durch die Spaltprodukte bestimmt. Im Folgenden dominieren zunehmend die Aktiniden. Während nach 100 Jahren die Spaltprodukte noch mit ca. 20% zur Wärmeleistung beitragen, sind es nach 300 Jahren weniger als 1%.

Wenn die Aktiniden durch P&T abgetrennt werden, kann nach etwa 300 Jahren eine weitere Reduzierung der Wärmeleistung der Abfälle um einen Faktor 100 erreicht werden, während im nicht mit P&T behandelten abgebrannten Brennstoff nach dieser Zeit die Transurane maßgeblich die Wärmeleistung bestimmen würden.

Um den deutlich stärkeren Abfall der Wärmeleistung der Spaltprodukte im Vergleich zu den Aktiniden für eine Reduzierung des erforderlichen Endlagervolumens nutzbar zu machen, müssten die wichtigsten Spaltprodukt nuklide Strontium-90 und Cäsium-137 entweder zusätzlich bei der Wiederaufarbeitung abgetrennt und oberirdisch bis zu ihrem weitgehenden Zerfall gelagert werden, oder die verglasten Spaltprodukte inklusive der beiden genannten Isotope müssten etwa 300 Jahre nach der Transmutation in einem obertägigen Zwischenlager abklingen. Ansonsten ist der durch Reduzierung der Wärmeleistung erzielbare Effekt für die Endlagerung gering.

Für Länder wie Deutschland oder die Schweiz, bei denen der zukünftige Anfall an radioaktiven Abfällen klar begrenzt ist, spielt der Volumenbedarf eines zukünftigen Endlagers darüber hinaus voraussichtlich nur eine untergeordnete Rolle.

4.2.2.4. Endlagerfläche

Aufgrund der Reduzierung des Volumens der endzulagernden Abfälle und aufgrund der bei einer längeren Zwischenlagerung erreichbaren Reduzierung der Wärmeleistung, kann sich die benötigte Endlagerfläche durch die Anwendung von P&T verringern. Die Größe der Endlagerbereiche, die zur Einlagerung von Abfällen, die nicht an P&T teilnehmen sowie als Infrastrukturbereiche erforderlich sind, beträgt je nach Endlagerkonzept ca. 50%-65%. Eine durch P&T erzielbare Flächenreduzierung kann demnach maximal 50% betragen, dürfte aber eher geringer sein.

Die Reduzierung der Endlagerfläche würde für den hypothetischen Fall einen Vorteil bieten, dass eine optimale Endlagerformation gefunden würde, die aber aufgrund ihrer Größe nur für einen reduzierten Flächenbedarf geeignet wäre.

4.2.2.5. Zusätzlich anfallende radioaktive Abfälle

Sekundärabfälle aus der Anwendung von P&T entstehen durch verbleibende, nicht zu transmutierende radioaktive Abfälle am Ende des P&T-Szenarios sowie aus dem Betrieb der erforderlichen Anlagen und deren späterem Rückbau.

Während sich das Volumen wärmeentwickelnder Abfälle reduziert, erhöht sich das Volumen von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung durch die Anwendung von P&T erheblich.

4.2.3. Proliferation

Bei einer direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente würden große Mengen kernwaffenfähigen Materials (insbesondere Plutonium, aber auch Neptunium und Americium) in ein Endlager eingebracht werden. Zusammen mit der Spaltmaterialüberwachung stellt die von abgebrannten Brennelementen ausgehende Strahlung einen hohen Schutz vor einer missbräuchlichen Verwendung des spaltbaren Materials während der Zwischenlagerung und Verbringung in ein Endlager dar. Nach dem Verschluss des Endlagers wird sich der durch die radioaktiven Spaltprodukte gegebene physische Schutz zerfallsbedingt nach etwa 100 Jahren reduziert haben.

Damit entstünde die Gefahr einer Wiedergewinnung kernwaffenfähiger Stoffe aus einem Endlager. Hierzu wären eine exakte Lokalisierung der Abfälle, das Abteufen eines Schachtes, die Streckenauffahrung und die Bergung der eingelagerten Abfälle notwendig. Daran anschließend wären die gewünschten Spaltstoffe aus den so gewonnenen Materialien chemisch abzutrennen. Dies stellt ein großtechnisches Unternehmen dar, dessen Umfang und Komplexität zumindest für subnationale Akteure prohibitiv sein dürfte und auch für staatliche Akteure mit einem erheblichen Aufwand verbunden ist und durch Maßnahmen der Spaltmaterialüberwachung detektiert werden könnte.

Demgegenüber stünde allen Akteuren auch in der Zukunft die Option offen, sich Zugriff auf kernwaffenrelevantes Material durch die Anreicherung von Natururan oder das Erbrüten von Spaltstoff in hierfür geeigneten Kernreaktoren zu verschaffen. Bei einer Beendigung der kommerziellen Kernenergienutzung und dem Verzicht auf die Nutzung einer P&T-Strategie stünden hierfür geringere personelle und infrastrukturelle Voraussetzungen zur Verfügung.

Am Beispiel einer Strategie für die Transmutation der in Deutschland bis 2022 angefallenen abgebrannten Brennelemente wurde abgeschätzt, dass im Falle der großtechnischen Umsetzung einer P&T-Strategie über einen Zeitraum von mindestens 150 Jahren kontinuierlich mit einigen Tonnen abgetrennter Transurane jährlich umgegangen werden würde, von denen insbesondere Plutonium, aber in geringerem Maße auch Neptunium und Americium zum Bau von Kernwaffen missbräuchlich verwendet werden könnten. Bei den Anlagen zur Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstel-

lung, bei denen diese Stoffe separiert gehandhabt werden, beständen dann kontinuierlich hohe Anforderungen an die Spaltmaterialkontrollen, aber auch an die Anlagensicherung. Die im Rahmen des Nuklearen Nichtverbreitungsvertrags vereinbarten und von der IAEA umgesetzten Maßnahmen zur Spaltstoff-Flusskontrolle umfassen bisher nur angereichertes Uran und Plutonium, so dass für die industrielle Verarbeitung von Neptunium und Americium entsprechende Erweiterungen erforderlich wären.

4.2.4. Fazit

Durch eine P&T-Behandlung wäre keine Reduzierung der erforderlichen Isolationszeiträume eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle zu erreichen.

Das erforderliche Volumen eines Endlagers für wärmentwickelnde Abfälle wird im Wesentlichen durch das Volumen und die Wärmeleistung der Abfälle bestimmt. Ohne eine zusätzliche Behandlung von wesentlichen Spaltprodukten ist der durch P&T von Aktiniden erzielbare Effekt für die Reduzierung des Endlagervolumens gering. Demgegenüber erhöht sich durch den weiteren Betrieb von P&T-Reaktoren die Menge der endzulagernden langlebigen Spaltprodukte. Die Menge der nicht wärmeentwickelnden Abfälle vergrößert sich durch P&T erheblich.

Durch P&T-Strategien könnten die in ein Endlager zu verbringenden Mengen an kernwaffenfähigen Materialien reduziert werden. Dem ist gegenüberzustellen, dass dafür kontinuierlich größere Mengen von kernwaffenfähigen Materialien aus abgebrannten Brennstoffen abgetrennt und zu frischen P&T-Brennstoffen weiterverarbeitet werden müssten. Dies wäre verbunden mit hohen Anforderungen an die Spaltmaterialkontrollen und an die Anlagensicherung der hierfür erforderlichen kerntechnischen Anlagen.

5. Schnelle Brutreaktoren (Fast Breeder Reactors, FBR)

Konzepte für schnelle Brutreaktoren werden seit Beginn der Nutzung der Kernenergie diskutiert. Die Nutzung schneller Brutreaktoren beruhte dabei auf mehreren Vorteilen, die man sich versprach (Cochran et al. 2010):

- Uran wurde zeitweise als knappe Ressource betrachtet. Bei einem gleichzeitigen massiven Ausbau der Kernenergie würde dann das vorhandene Uran als Brennstoff nicht ausreichen (zur Frage der Reichweite von Uranressourcen vgl. Kapitel 4.1.3).
- Schnelle Reaktoren wären einfach und billig zu realisieren.
- Schnelle Reaktoren würden sicherer und zuverlässiger sein als Leichtwasserreaktoren.
- Die Proliferationsrisiken des zugehörigen „geschlossenen“ Brennstoffkreislaufs mit Separation des Plutoniums könnten bewältigt werden.

5.1. Systembeschreibung

Wesentliche Eigenschaft eines Schnellen Brütters ist die Energieverteilung der Neutronen im Reaktor. In thermischen Leichtwasserreaktoren ist die Energie der Neutronen und damit ihre Geschwindigkeit durch die Temperatur des Kühlwassers bestimmt, an dessen Wassermolekülen sich die Neutronen stoßen und dabei Energie abgeben. In schnellen Reaktoren geben die Neutronen weniger Energie ab und es haben mehr Neutronen hohe Energie und damit eine höhere Geschwindigkeit (schnell). Dies wird erreicht, indem statt Wasser metallisches Natrium als Kühlmittel eingesetzt wird. Natrium ist wesentlich dünnflüssiger (weniger viskos) als Wasser, weist eine hohe Wärmeleitfähigkeit auf und reagiert stark exotherm bei Kontakt mit Wasser und beginnt bei Kontakt mit Sauerstoff zu brennen. In anderen Konzepten für schnelle Reaktoren wird als Kühlmittel flüssiges Blei oder ein Gas eingesetzt.

In der Anfangsphase ihrer Entwicklung wurden schnelle Reaktoren vor allem als Brutreaktoren konzipiert. Die Idee war es, in den Reaktoren Uran-238 durch Neutroneneinfang in Plutonium-239 zu verwandeln und dieses dann abzutrennen. Dies wird ermöglicht, da die durch schnellere Neutronen ausgelöste Kernspaltung mehr Neutronen freisetzt (Kettenreaktion) als bei langsamen Neutronen. Wird der Reaktorkern umgeben von Blankets (Brutzonen) in denen z.B. Uran-238 mit überschüssigen Neutronen bestrahlt wird, entsteht in solchen Blankets neues Plutonium, aufgrund des Neutronenspektrums fast ausschließlich Plutonium-239 (Kütt et al. 2014). Wenn insgesamt mehr Plutonium im Blanket erzeugt, als im Reaktorkern verbraucht wird, operiert der Reaktor als Brutreaktor und produziert effektiv Plutonium. Für die Anfangskonfiguration muss das Plutonium aus den abgebrannten Brennelementen eines Leichtwasserreaktors gewonnen werden. Das Plutonium könnte dann wiederum in Uran-Plutonium Mischoxidbrennstoffen (MOX) eingesetzt werden und so das eingesetzte Uran gestreckt werden. Für die meiste Zeit seiner Entwicklung war daher der Schnelle Brüter verbunden mit großtechnischer Wiederaufarbeitung des Brennstoff, um das darin enthaltene Plutonium abzutrennen und in Brennelementfabriken MOX-Brennstoffe zu fertigen (Plutoniumökonomie).

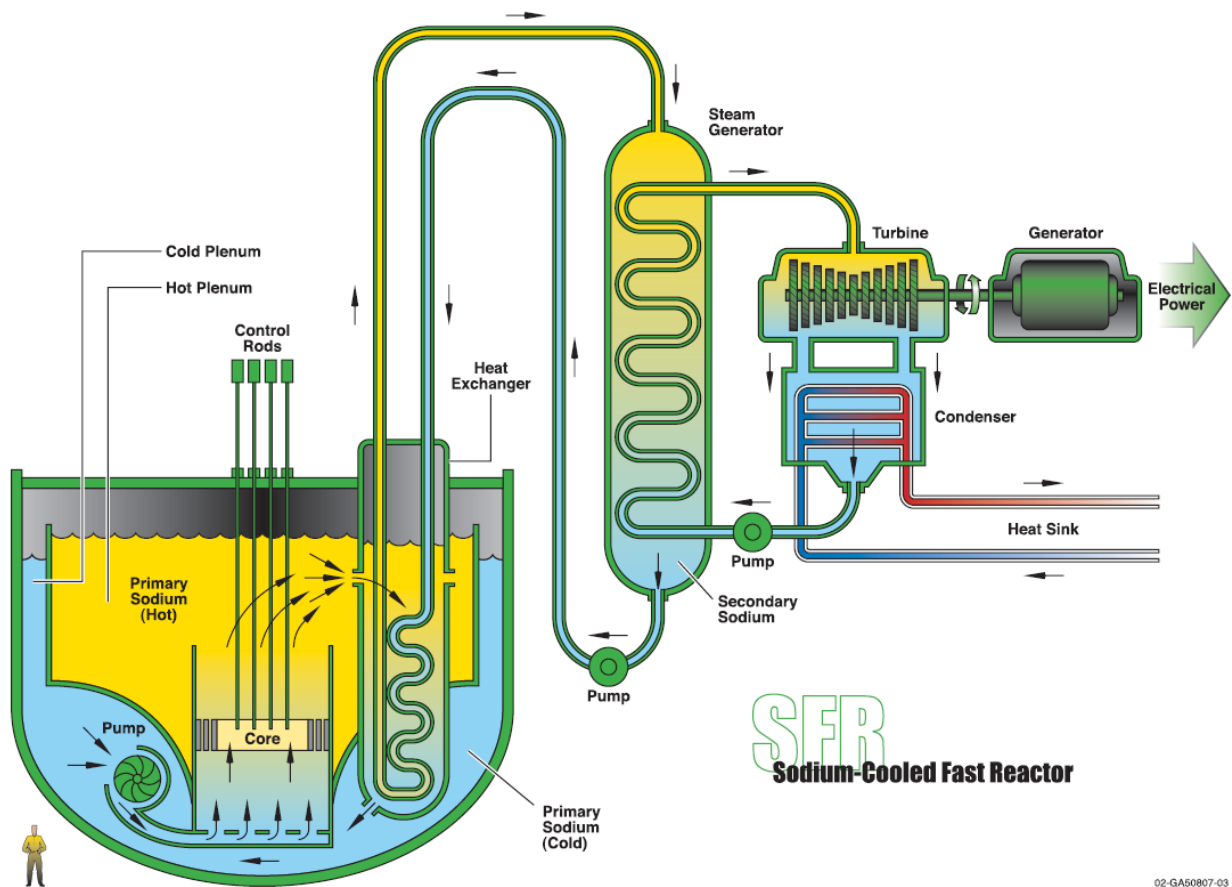
Die Brennelemente von schnellen Reaktoren enthalten wesentlich mehr spaltbares Material (mehr als 20% Plutonium oder Uran-235) als Leichtwasserreaktoren. Durch die hohe Menge an Spaltmaterial pro Volumen und durch die engen Kühlmittelspalte ist der Reaktorkern von schnellen Reaktoren sehr kompakt.

In natriumgekühlten Systemen steht der Primärkreislauf unter nahezu atmosphärischem Druck. Der Reaktorkern ist in das flüssige Natrium eingetaucht, das mittels einer Pumpe durch den Reak-

torkern geleitet wird. Das so auf ca. 530°C erwärmte Natrium gibt die Wärme über einen Wärmetauscher an einen Natriumzwischenkühlkreislauf ab, der verhindert, dass radioaktives Natrium aus dem Primärkreis im Falle einer Leckage in den Dampferzeuger geraten kann. Der Zwischenkreislauf ist dann über einen Dampferzeuger mit der Turbine verbunden.

Andere Verwendungszwecke schneller Reaktoren sind daneben die Nutzung zur Transmutation radioaktiver Abfälle (Kirchner et al. 2015) bzw. zur Beseitigung von Waffenplutonium etwa im russischen BN-800 Reaktor (Kütt et al. 2014).

Abbildung 5-1: Schema eines schnellen natriumgekühlten Reaktors



02-GA50807-03

Quelle: (GIF 2002)

5.2. Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen

Die bisherigen Betriebserfahrungen zu natriumgekühlten Reaktoren wurden in (Kirchner et al. 2015) untersucht und werden nachfolgend im Abschnitt 5.2.1 und den Unterabschnitten 5.2.1.1 5.2.1.2 direkt wiedergegeben:

5.2.1. Bisherige Erfahrungen⁵

Wie bei vergleichbaren Großtechniken erfolgte die Entwicklung Schneller Brutreaktoren in drei Phasen von Experimentellen Reaktoren über Prototyp-/ Demonstrationsreaktoren zu kommerziellen Anlagen (IAEA 2006).⁶ Die in diesen drei Entwicklungsstufen weltweit bis heute gebauten Schnellen Brutreaktoren sind in Tabelle 5-1, Tabelle 5-2 und Tabelle 5-3 zusammengestellt (IAEA 2006, 2007, 2012b; WNA 2017a). Als wesentliche Ergebnisse der Auswertung ist festzuhalten:

- a) Sämtliche aufgeführten Schnellen Brüter nutz(t)en metallisches Natrium als Kühlmittel.⁷ Dies ermöglicht eine hohe Leistungsdichte des Reaktors, hohe Kühlmitteltemperaturen und damit günstigere Wirkungsgrade zur Stromproduktion als in Leichtwasserreaktoren, führt aber zu spezifischen Störfallrisiken, beispielsweise der teils häufig aufgetretenen Natrium-Leckagen und –brände.
- b) Wie bei der Entwicklung einer neuen Technik zu erwarten ist, waren die Betriebserfahrungen äußerst unterschiedlich. Sie reichen vom Auftreten ernster Stör- und Unfälle mit teils jahrelangen Stillstandszeiten bis zu einem über Jahrzehnte hinweg weitgehend störungsfreien Betrieb. Für diejenigen Reaktoren, deren Ziel die Demonstration einer hohen Verfügbarkeit war, sind – sofern ermittelbar – die durchschnittlichen Lastfaktoren angegeben. Diese berechnen sich als Verhältnis der tatsächlichen zur theoretisch möglichen Stromerzeugung, so dass sie ein geeignetes Maß für die betriebliche Zuverlässigkeit darstellen.
- c) Eine wesentliche Ursache für die teilweise niedrigen Verfügbarkeiten ist in Problemen mit den Natrium-Kühlkreisläufen zu sehen. In der Regel weisen die Demonstrations- und kommerziellen Reaktoren einen Primär- und Sekundärkreis mit flüssigem Natriummetall als Kühlmittel auf, über welche die Energie an den Wasser-Dampf-Tertiärkreislauf mit Turbine und Generator abgegeben wird. Leckagen der Natrium-Kühlkreisläufe mit Austritt des reaktiven Kühlmittels, teils verbunden mit Natriumbränden oder – im Falle von Leckagen des Wärmetauschers im Sekundärkreislauf – mit Natrium-Wasser-Reaktionen führten bei einzelnen Reaktoren zu häufigen und teilweise längeren⁸ Stillständen.
- d) Ein Teil der Reaktoren wurde ausschließlich oder weitgehend mit (höher angereichertem) Uran statt mit Plutonium betrieben. Gründe dafür dürften sowohl in der Option, die erprobte Technik der Fertigung von Uran-Brennelementen zu nutzen, als auch in den reaktorphysikalisch-sicherheitstechnischen Vorteilen⁹ gegenüber Plutonium-Brennstoff liegen. Beispielsweise wurde im russischen BN-600 bis heute kein Plutonium-Brennstoff eingesetzt.
- e) Ins Auge fällt der niedrige Lastfaktor des Superphenix (Tabelle 5-3), des bis heute einzigen kommerziellen Schnellen Brüters, für den langjährige Betriebserfahrungen vorliegen. Diese geringe Verfügbarkeit führte 1996 zum Beschluss des Betreibers, den Reaktor aus ökonomischen Gründen stillzulegen (IAEA 2007).
- f) Da Konzepte zur Transmutation langlebiger radiotoxischer Abfallisotope schon seit Jahrzehnten existieren, wurden in mehreren Ländern erste Versuche zum Einsatz solcher Isotope in experimentellen und Prototyp-Brutreaktoren durchgeführt. Diese dienten sowohl der Überprüfung der berechneten Umwandlungsraten als auch der Gewinnung von Erfahrungen des Ver-

⁵ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

⁶ Dies entspräche dem Technology Readiness Level fünf für experimentelle Reaktoren, sieben für funktionierende Prototypen und neun für eine laufende kommerzielle Anlage.

⁷ Einzige Ausnahme: der britische DFR verwendete Natrium-Kalium.

⁸ Im Falle des japanischen Monju-Reaktors von 1994 - 2010.

⁹ Zu nennen sind hier insbesondere der höhere Anteil verzögerter Neutronen und häufig günstigere Reaktivitätskoeffizienten.

haltens der aktinidenhaltigen Brennstoffe beim Einsatz in Reaktoren. Solche Transmutations-experimente sind dokumentiert für den EBR-II in den USA (Gilai et al. 1982; IAEA 2006), den PFR in Großbritannien (Walker et al. 1983), den BOR-60 in Russland (Mayorshin et al. 2002), für Joyo in Japan (IAEA 2012b) und Phenix in Frankreich (IAEA 2007).

Abschließend sei darauf verwiesen, dass in der UdSSR im militärischen Bereich eine Entwicklung erfolgte, die für die aktuelle Diskussion von Konzepten [...] Schneller Reaktoren Bedeutung gewonnen hat: hier wurden insgesamt acht militärische Unterseeboote mit Schnellen Reaktoren betrieben, die statt metallischen Natriums als Kühlmittel ein flüssiges Blei-Bismut-Eutektikum nutzten. Auch wenn drei dieser U-Boote wegen schwerer Störfälle vorzeitig stillgelegt wurden, werden die Betriebserfahrungen von der IAEA insgesamt positiv bewertet (IAEA 2007).

Tabelle 5-1: Zusammenstellung der experimentellen Schnellen Brüter (Kirchner et al. 2015)

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MW _{th})	Betrieb	Anmerkungen
China	KNK-II	1975	52	1977-1991	
Frankreich	CEFR	2000	65	seit 2010	
Deutschland	Rapsodie	1962	40	1967-1983	
Großbritannien	DFR	1954	60	1959-1977	
Indien	FBTR	1972	40	seit 1985	
Italien	PEC	1974	120		Bau 1987 abgebrochen
Japan	JOYO	1970	140	1977-2007	
Russland	BR -10	1956	55	1959-2002	Kernschmelzunfall 1955 partielle Kernschmelze beim Anfahren
	BOR-60	1964	8	seit 1958	
USA	EBR-I	1947	1,2	1951-1963	
	EBR-II	1958	62,5	1963-1994	
	Fermi	1956	200	1965-1972	
	FFTF	1970	400	1980-1992	

Quelle: (IAEA 2006, 2007, 2012b; WNA 2017a)

Tabelle 5-2: Liste der Prototyp- und Demonstrations-Brutreaktoren aus (Kirchner et al. 2015)

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MW _{th})	Betrieb	mittlerer Lastfaktor	Anmerkungen
Deutschland	SNR-300	1973	762			keine Betriebs-genehmigung erteilt
Frankreich	Phenix	1968	563	1973-2009	~ 0.50	
Großbritannien	PFR	1966	650	1974-1983	0,07	
				1984-1994	0,34	
Indien	PFBR	2003	1250	seit 2012		
Japan	MONJU	1985	714	1994-2016		1996-2010 nach Störfall Stillstand
Kasachstan	BN-350	1964	750	1972-1999	0,85	
Russland	BN-600	1967	1470	seit 1980	0,74 ¹⁰	
USA	CRBRP	1982				Wg. Kostensteigerung 1983 abgebrochen

Quelle: (IAEA 2006, 2007, 2012b; WNA 2017a)

¹⁰ Für die Jahre 1982-2009.

Tabelle 5-3: Zusammenstellung der kommerziellen Schnellen Brüter aus (Kirchner et al. 2015)

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MW _{th})	Betrieb	mittlerer Lastfaktor
Frankreich	Super-Phenix 1	1976	3420	1985-1996	0,08 ¹¹
Russland	BN-800	2002	4200	Inbetriebnahme seit 2014	

Quelle: (IAEA 2006, 2007, 2012b; WNA 2017a)

5.2.1.1. Internationale Konzepte mit Schnellen Reaktoren

Zu den internationalen Konzepten wird ebenfalls (Kirchner et al. 2015) direkt wiedergegeben:

Generation IV International Forum¹²

Für den natriumgekühlten Schnellen Reaktor wird konstatiert, dass dieser im Vergleich zu anderen Konzepten Schneller Reaktoren ausgereifter sei und daher schon in nächster Zukunft für die Aktiniden-Transmutation eingesetzt werden könne. Als Meilensteine werden die Inbetriebnahme des BN-800 in Russland (s. Tabelle 5-3) und der Abschluss der Planung des ASTRID-Reaktors in Frankreich angesehen, ebenso die bis Ende 2015 vorgesehene Entscheidung über die Wahl eines für die Transmutation Minorer Aktinide geeigneten Brennstoffs.

Angestrebt wird, die F&E-Arbeiten für einen fortgeschrittenen natriumgekühlten Schnellen Reaktor mit Transmutation Minorer Aktinide bis etwa 2022 so weit vorangetrieben zu haben, dass sich dann eine mindestens 10-jährige Demonstrationsphase anschließen kann, in der zusammen mit der Industrie Genehmigungsverfahren, Bau und Betrieb eines Prototyp-/Demonstrationsreaktors durchgeführt werden sollen. Damit erhält dieses Entwicklungsprojekt seitens des Generation IV International Forum höchste zeitliche Priorität. Die F&E-Arbeiten werden getragen von China, EURATOM, Frankreich, Japan, Korea, Russland und den USA, die dafür eine entsprechende Kooperationsvereinbarung („System Arrangement“) unterzeichnet haben (GIF 2015).

Als zweites Projekt eines metallgekühlten Schnellen Reaktors wird im Rahmen des Generation IV International Forum die Entwicklung von Reaktoren, die mit flüssigem Blei oder einem Blei-Bismut-Eutektikum gekühlt werden, vorangetrieben. Auch dieses Reaktorkonzept sieht die Transmutation der Minorer Aktinide vor. Diese Arbeiten werden getragen von EURATOM, Japan und Russland, die dazu ein „Memorandum of Understanding“ (GIF 2015) unterzeichnet haben. Sowohl EURATOM als auch Russland haben detaillierte Konzeptstudien durchgeführt. Es wird erwartet, dass die beiden russischen Projekte, die am weitesten fortgeschritten sind – Russland besitzt durch den Betrieb einiger militärischer U-Boote mit einem Blei-Bismut-Eutektikum als Kühlmittel als einziges Land zumindest teilweise übertragbare Betriebserfahrungen –, bis zum Jahre 2020 den Betrieb aufnehmen werden (GIF 2014).

Als drittes Konzept wird im Generation IV International Forum die Entwicklung eines gasgekühlten Schnellen Reaktors verfolgt. Die F&E-Arbeiten werden im Rahmen eines 2006 unterzeichneten „System Arrangements“ getragen von EURATOM, Frankreich, Japan und der Schweiz (GIF 2015). Allerdings hat Frankreich aufgrund der 2010 getroffenen Entscheidung, natriumgekühlte Schnelle Reaktoren zu priorisieren, seine F&E-Leistungen für diesen Reaktortyp reduziert, ähnlich wie Ja-

¹¹ Ohne behördlich angeordnete zweijährige Stillstandsphase zur Durchführung eines öffentlichen Anhörungsverfahrens.

¹² Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

pan und in geringerem Maße die Schweiz nach dem Reaktorunfall von Fukushima (GIF 2014). Auch in diesem Reaktorkonzept ist die Transmutation Minorer Aktinide vorgesehen. Da die Planungen dieses Reaktors allerdings im Vergleich zu den beiden obengenannten Schnellen Reaktortypen noch wenig ausgereift ist, werden für die nächsten 10-20 Jahre lediglich der Abschluss der Konzeptentwicklung eines experimentellen Reaktors und der Start dessen Genehmigungsverfahrens angestrebt (GIF 2014).

European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy¹³

Ergänzend zum Generation IV International Forum wurde auf Betreiben der Europäischen Union im Rahmen ihres 2006 initiierten SET (*European Strategic Energy Technology*)-Plans eine industriell geführte Initiative zur Entwicklung von Konzepten zur nachhaltigen Nutzung der Kernenergie initiiert, die *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* (ESNII). Ein wesentliches Ziel dieser Initiative ist, bis zum Jahr 2040 eine kommerzielle Verfügbarkeit Schneller Reaktoren der Generation-IV zu erreichen (EU 2015). Unterstützt und finanziell gefördert von der Europäischen Union wird angestrebt, die drei Reaktorkonzepte Schneller Reaktoren des Generation IV International Forum bis zur Einsatzreife zu entwickeln und dies durch entsprechende erste Anlagen zu demonstrieren.

Als Referenztechnik hat ESNII sich auf den natriumgekühlten Schnellen Brüter festgelegt, daneben soll alternativ die Entwicklung des blei- oder gasgekühlten Schnellen Reaktors bis zum Bau eines Demonstrationsreaktors verfolgt werden (EU 2015). Dabei wird für alle drei Konzepte übereinstimmend mit den entsprechenden Konzepten des Generation IV International Forum eine Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente und eine Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide geplant.

Die zeitliche Planung sieht vor, bis zum Jahre 2020 für einen natriumgekühlten Reaktor Planung, Genehmigungsverfahren und Bau eines Prototyps abzuschließen (EU 2015). Dieser mit dem Akronym ASTRID bezeichnete Reaktor soll in Frankreich errichtet werden (IAEA 2012b).

Um Erfahrungen mit Blei als Kühlmittel zu sammeln, soll für die alternative Reaktorlinie eines mit diesem Schwermetall gekühlten Reaktors zunächst ein *European Technology Pilot Plant* errichtet und betrieben werden. Dafür ist der in Belgien geplante MYRRHA-Reaktor vorgesehen, dessen Betriebserfahrungen in die Konzeption eines bleigekühlten Schnellen Demonstrations-Reaktors namens ALFRED einfließen sollen (IAEA 2012b), dessen Verwirklichung aktuell in Mioveni in Rumänien geplant ist (WNA 2015).

Parallel zur bleigekühlten Entwicklungslinie wurden F&E-Projekte gasgekühlter Schneller Reaktoren initiiert. Ziele dieser Projekte sind Auslegungsplanung und anschließender Bau eines Demonstrationsreaktors (Acronym ALLEGRO), der gemeinsam von der Tschechischen Republik, der Slowakei und Ungarn in einem dieser Länder verwirklicht werden soll (WNA 2015).

Beschleuniger-gestützte Systeme werden im Rahmen der *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* nicht aktiv verfolgt, selbst der mit einem Beschleuniger als Neutronenquelle konzipierte MYRRHA-Reaktor wird – zumindest im Rahmen der ESNII – primär als Instrument zur Erfahrungsgewinnung für eine Fortentwicklung der „klassischen“ Brutreaktoren verstanden.

¹³ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

EURATOM¹⁴

Zusätzlich zum Engagement innerhalb des *Generation IV International Forum* und der Organisation und Unterstützung der *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* fördert EURATOM im Rahmen der letzten und des aktuellen Forschungsprogramms F&E-Arbeiten der drei oben aufgeführten Konzepte Schneller Reaktoren. Wesentliche Projekte mit Bezug zu Partitionierung und Transmutation und deren Ergebnisse werden in den folgenden Kapiteln angesprochen, soweit sie für das Thema des Gutachtens relevant sind.

5.2.1.2. Nationale Konzepte mit Schnellen Reaktoren

Zu den nationalen Konzepten wiederum direkt nach (Kirchner et al. 2015):

Detaillierte Informationen zu den Strategien einzelner Staaten sind von der (IAEA 2012b) zusammengestellt worden. Diese bilden die Grundlage der folgenden Darstellungen, soweit nicht explizit andere Quellen ausgewiesen werden.

(Kirchner et al. 2015) fährt fort:

Frankreich¹⁵

In den Jahren 2005 und 2006 verabschiedete Gesetze schreiben nationale F&E-Anstrengungen zur Entwicklung innovativer Kernreaktoren vor, die eine „nachhaltige“ Behandlung radioaktiver Abfälle gewährleisten sollen. Gefordert wird, bis zum 31.12.2020 einen Prototyp eines solchen Reaktors in Betrieb zu nehmen mit der Perspektive einer großtechnischen Einführung zwischen 2040 und 2050. Die Verantwortung für die Umsetzung dieser Bestimmungen wurde dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) übertragen.

In einem umfangreichen F&E-Programm fokussiert CEA zusammen mit AREVA und Électricité de France (EdF) als industriellen Partnern die Umsetzung dieser gesetzlichen Vorgaben auf zwei Reaktorkonzepte – den natriumgekühlten Schnellen Reaktor als Referenzoption sowie als längerfristige Option die Entwicklung des gasgekühlten Schnellen Reaktors. Wiederaufarbeitung sowie Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide sind integraler Teil der Konzeptentwicklungen.

Die Umsetzung der Bestimmung, bis Ende 2020 einen Prototyp in Betrieb zu nehmen, soll mit dem ASTRID-Projekt geleistet werden. Dieser Prototyp eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors, der den sicherheitstechnischen und ökonomischen Vorgaben eines Generation IV Reaktors entsprechen soll, wird für eine Leistung von 400-600 MW_e ausgelegt werden. Aktuell geplant ist seine Errichtung in Marcoule zusammen mit einer Anlage zur Brennelementfertigung für diesen Reaktor mit Betriebsbeginn im Jahr 2025 (WNA 2015).

Zur Entwicklung des als zweite Option ausgewählten gasgekühlten Schnellen Brütters beteiligt sich CEA intensiv an den F&E-Projekten der EURATOM zur Entwicklung des Demonstrationsreaktors ALLEGRO.

¹⁴ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

¹⁵ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

Japan¹⁶

Im Rahmen der längerfristigen Energiepolitik Japans wurde Ende 2006 im Rahmen der Umsetzung eines Regierungsbeschlusses aus dem Jahr 2005 festgelegt, natriumgekühlte Schnelle Reaktoren weiterzuentwickeln und ab etwa 2045 kommerziell einzuführen. Teil dieser Entwicklungsarbeiten sollten die Etablierung eines Brennstoffkreislaufs mit Wiederaufarbeitung und Fertigung von Mischoxid-Brennelementen sowie die Transmutation Minorer Aktinide darstellen. Zur Unterstützung der erforderlichen F&E-Arbeiten wurde die Wiederinbetriebnahme des Betriebs des nach einem Störfall 1994 heruntergefahrenen Prototyp-Brutreaktors MONJU (Tabelle 5-2) angestrebt, der Ende 2016 jedoch endgültig stillgelegt wurde.

Mögliche Konsequenzen des Unfalls im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi 2011 auf diese Planungen sind derzeit nicht abschließend beurteilbar.

Russland¹⁷

Im globalen Vergleich kann Russland heute die umfangreichsten Erfahrungen mit dem Betrieb natriumgekühlter (Brut-)Reaktoren aufweisen. Folgerichtig ist beabsichtigt, auf der Grundlage der beiden derzeit in Betrieb befindlichen Demonstrationsreaktoren BN-600 und BN-800 (Tabelle 5-2 und Tabelle 5-3) kommerzielle Reaktoren zu entwickeln, die in großem Umfang ab 2040-2050 eingesetzt werden sollen. Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe, Fertigung von Mischoxid-Brennelementen und Transmutation der Minoren Aktinide sind als Bestandteil des zukünftigen Einsatzes natriumgekühlter Schneller Reaktoren geplant. Da der BN-600 bis heute ausschließlich mit höher angereichertem Uran betrieben worden ist und Russland keine Erfahrung mit der industriellen Fertigung von plutoniumhaltigen Mischoxid-Brennstoffen aufweist¹⁸, wird die für BN-600 und BN-800 mit den USA vertraglich vereinbarte Verwendung von Plutonium aus russischen Atomwaffenbeständen (USA & Russia 2010) wesentlich zum Erfahrungsgewinn für Fertigung und Einsatz von Mischoxid-Brennelementen in Schnellen Reaktoren beitragen.¹⁹

5.2.2. Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand

Natriumgekühlte schnelle Reaktoren sind von allen Reaktorlinien der vierten Generation die fortgeschrittenste. Die Forschungs- und Entwicklungsbemühungen in der nächsten Dekade konzentrieren sich daher nach (GIF 2014) weitgehend auf die Optimierung eines ökonomischen und zuverlässigen Betriebs. Im Zentrum stehen dabei derzeit die derzeitigen Entwicklungen im russischen Programm.

Nach Einschätzung des Generation IV International Forums im Jahr 2014 befand sich die Entwicklung schon 2012 in der Performance-Phase, die im Wesentlichen mit der Inbetriebnahme des BN-800 in Russland und dem Abschluss des ASTRID Designs in Frankreich begründet wurde. Die Erwartungen aus dem Jahr 2002 mit einem Start der Performance Phase schon 2006 wurden um etwa eine halbe Dekade nach hinten verschoben (siehe Abbildung 5-2).

Nach Abschluss der Performance Phase sind dann nach der Interpretation des Generation IV International Forum mindestens 6 weitere Jahre notwendig und eine Investition in Höhe von mehreren Milliarden US\$ für das detaillierte Design und den Bau eines Demonstrationskraftwerks.

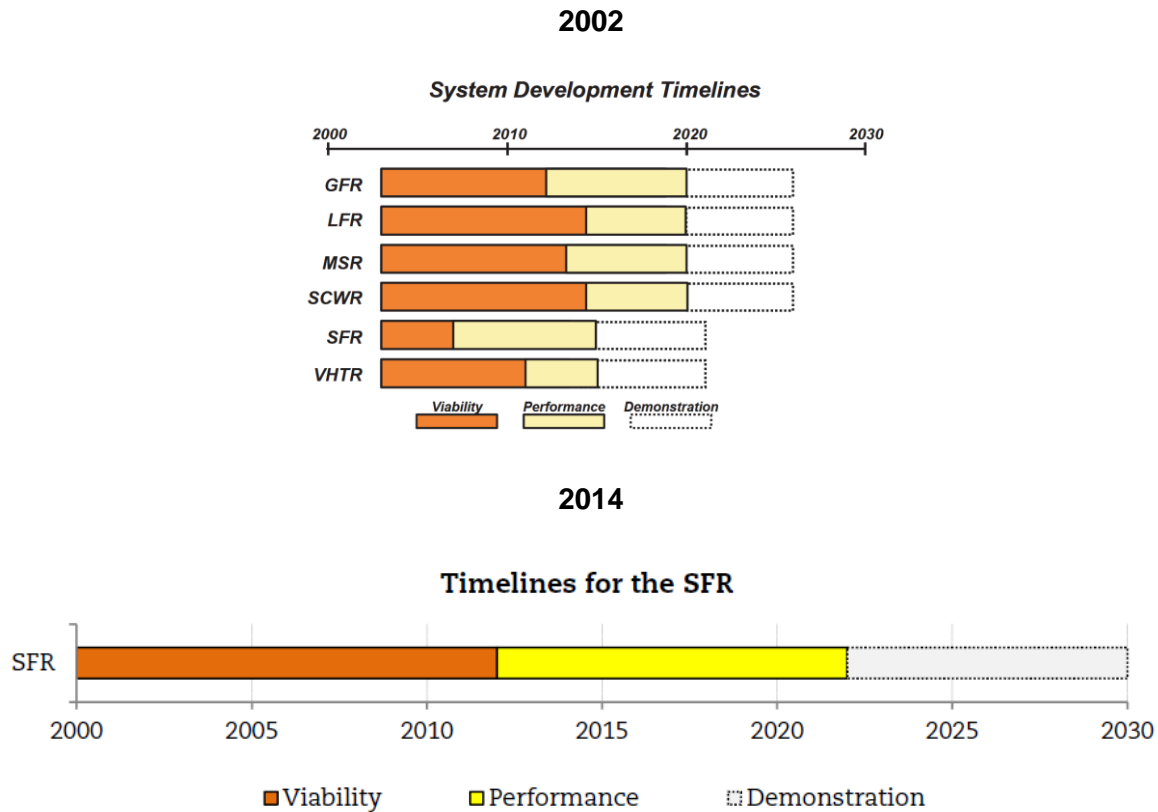
¹⁶ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

¹⁷ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

¹⁸ Es sei daran erinnert, dass der von russischer Seite zur Schließung dieser technischen Lücke beabsichtigte Kauf der Fertigungsanlagen der ALKEM (neu) in Hanau letztendlich scheiterte.

¹⁹ Das PDMA ist derzeit zwischen beiden Staaten suspendiert.

Abbildung 5-2: Zeitplan für die Entwicklung des Natrium Cooled Fast Reactors (SFR) nach Schätzung des Generation IV International Forum - 2002 vs. 2014



Quelle: (GIF 2002, 2014)

Bis Juni 2016 war noch keine Entscheidung über den Bau des BN-1200 als Nachfolger des BN-800 getroffen worden. Der BN-1200 weicht mit seinen 4 Kreisläufen signifikant von den Vorgängermodellen mit drei Kreisläufen ab. Die Fertigstellung des Design war ursprünglich für 2016-2017 vorgesehen, allerdings hat Rosenergoatom in 2015 die Entscheidung zum Bau aufgeschoben. Begründet wurde dies mit der Notwendigkeit den Brennstoff zu verbessern, es gab aber auch Spekulationen über dessen Kosteneffizienz (NEI 2016). Der Beginn des kommerziellen Betriebs soll nun erst 2025 sein. Die Bauentscheidung hängt von den Erfahrungen beim Betrieb des BN-800 ab. Der Sprecher von Rosenergoatom Andey Timonov merkte dazu an, dass die Betriebserfahrung des BN-800 entscheidend sei für die ökonomische Realisierbarkeit von zukünftigen schnellen Reaktoren, da schnelle Reaktoren im Vergleich mit kommerziellen Leichtwasserreaktoren russischer Bauart des Typs WWER (Wasser-Wasser-Energie-Reaktor) schlechter abschneiden. Rosenergoatom hoffe dabei auf weitere Funktionen neben der Elektrizitätserzeugung, die den Reaktor ökonomisch attraktiv machen sollen (NEI 2016).

Gleichzeitig hat die japanische Regierung am 21. Dezember 2016 beschlossen, den Reaktor in Monju endgültig stillzulegen (Nuklearforum Schweiz 2017).

Nach Abschluss der Konzeptstudie zum ASTRID Reaktor wurde Anfang 2016 beschlossen bis 2019 ein Basiskonzept auszuarbeiten (Basic Design), das nach einem Überprüfungsprozess dann bis 2022 in einem detaillierten Design ausgearbeitet werden soll (Detailed Design) und schließlich

im Jahr 2023 zum Baubeginn führen soll. Die erste Kritikalität des Demonstrationsreaktors ist nicht vor 2030 zu erwarten (Vasile 2016).

In Indien wurde 2002 die Lizenz zum Bau eines schnellen Brutreaktors (PFBR) mit 500 MWe Leistung in Kalpakkam erteilt, der 2017 in Betrieb gehen soll (WNA 2017a).

5.2.3. Erfahrungen mit MOX Brennstoffen²⁰

Wesentlich für die Einführung schneller Brutreaktoren ist die kommerzielle Verfügbarkeit von Uran-Plutonium Mischoxydbrennstoffen (MOX). Die bisherigen Erfahrungen hiermit wurden in (Kirchner et al. 2015) zusammengefasst und werden hier wiedergegeben:

Eine Übersicht der weltweit betriebenen kommerziellen Anlagen zur Herstellung von MOX-Brennstoff für Leichtwasser- und Brutreaktoren gibt Tabelle 5-4. Weitere Labor- und Pilotanlagen zur MOX-Fertigung existierten neben diesen Ländern auch in Italien, Japan, Kanada und Russland, nur in Japan, Kanada und Russland sind solche Anlagen noch in Betrieb (IAEA 2015a).

In Deutschland wurde im Zeitraum von 1965-1992 MOX-Brennstoff hergestellt. Die in Deutschland von der Firma Siemens in Hanau bis 1991 praktisch fertiggestellte Brennelementfabrik ist nie in Betrieb gegangen.

Die einzige derzeit laufende kommerzielle Anlage zur Herstellung von MOX-Brennstoff befindet sich in Frankreich (Areva NC Melox).

Bei der letzten, weltweit in Betrieb gegangenen kommerziellen MOX-Fertigungsanlage handelte es sich um die britische MOX-Anlage Sellafield MOX-Plant (SMP) zur Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR. Erste Antragsunterlagen für die Errichtung dieser Anlage wurden von der Industrie 1992 eingereicht. Die technische Inbetriebnahme erfolgte 2002. Die ursprünglich geplante Fertigungskapazität betrug etwa 120 t Brennstoff pro Jahr. Im Zeitraum von 2002 bis 2009 wurden aufgrund technischer Probleme tatsächlich jedoch insgesamt nur 6,3 t MOX-Brennstoff produziert, insgesamt wurden in diesem Zeitraum nur 12 MOX-Brennelemente hergestellt und verkauft. Die Betriebskosten dieser Anlage wurden für den Zeitraum von 2002 bis 2009 mit 626 Millionen GBP angegeben, die Errichtungskosten der Anlage mit 498 Millionen GBP und die geplanten Rückbaukosten mit 139,4 Millionen GBP (NEI 2009). Am 3. August 2011 gab die britische Nuclear Decommissioning Authority (NDA) als Betreiberin der Anlage die Stilllegung zum frühesten möglichen Zeitpunkt bekannt (NEI 2011).

In Japan wird in Tokai-Mura eine Anlage zur Herstellung von bis zu 10 t MOX-Brennstoff pro Jahr für Schnelle Brutreaktoren betrieben (IAEA 2015a), in der Brennstoff mit einem Plutonium-Anteil von bis zu 50% hergestellt werden kann (Renn 2014). Eine weitere Anlage befindet sich in Bau. Als Baubeginn war ursprünglich das Jahr 2007 vorgesehen, die Anlage ist nach Angaben des Betreibers Japan Nuclear Fuel Limited seit Oktober 2010 in Bau. Als Termin für die Fertigstellung der Anlage wird Oktober 2017 angegeben (JNFL 2015). Die tatsächliche Zukunft dieser Anlage ist aufgrund der gegenwärtigen Diskussion um die Nuklearpolitik in Japan nach dem Unfall in Fukushima unklar.

Anlagen zur kommerziellen Herstellung von MOX-Brennstoff für Schnelle Reaktoren existierten nur in Deutschland, Großbritannien und Frankreich (IAEA 2015a).

Gegenwärtig wird MOX-Brennstoff für FBR in Anlagen in Japan, Indien und Russland hergestellt. Die russische Pilotanlage in Dimitrowgrad wurde dazu modernisiert, um neben MOX-Brennstoff für

²⁰ Der folgende Abschnitt ist direkt aus (Kirchner et al. 2015) übernommen.

thermische Reaktoren auch solches für Schnelle Reaktoren herzustellen. Dort wurden auch die ersten 56 MOX-Brennelemente für den Einsatz im russischen BN-800 hergestellt. Eine weitere Anlage zur Herstellung von MOX-Brennstoff für den russischen BN-800 im Rahmen des geplanten Abbaus militärischer Plutoniumbestände (s.u.) ist in am Standort Schelesnogorsk (Krasnojarsk) in Bau. Des Weiteren befindet sich eine Pilotanlage zur Herstellung von Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoffen (TVS-5) für den Einsatz im geplanten bleigekühlten Schnellen Prototypreaktor BREST 300 in Bau (IAEA 2015b).

Tabelle 5-4: Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung weltweit

Land	Anlage	Brennstoff-Typ	Status	Designkapazität	Betriebsbeginn	Stilllegung
Belgien	Belgonucleaire P0 Plant	LWR	Stillgelegt	40 t SM/a	1973	2006
Deutschland	Siemens Fuel Fabrication Plant Hanau, (MOX neu)	FBR / LWR	Abgebrochen	120 t SM/a		
	Siemens Fuel Fabrication Plant Hanau, (MOX old)	FBR / LWR	Stillgelegt	30 t SM/a	1969	1992
Großbritannien	NDA MOX	FBR	Stillgelegt	6 t SM/a	1970	1988
	NDA Sellafield MOX Plant (SMP)	LWR	Stillgelegt	120 t SM/a	2006	2012
Japan	Rokkasho MOX Fuel Fabrication Plant		Geplant	130 t SM/a	2016 (zunächst 2007)	
	Takeyama		Stillgelegt	10 t SM/a	1972	1973
Frankreich	Areva NC Melox	LWR	In Betrieb	195 t SM/a	1995	
	AREVA NC MOX	FBR / LWR	Stillgelegt	40 t SM/a	1961	2003
USA	MOX Fuel Fabrication Facility (MFFF)	LWR	Geplant		2016	
	Nuclear Fuel Services		Stillgelegt		1965	1972
Russland	Mining and Chemical Combine (MCC)	FBR	Inbetriebnahme	60 t SM/a	2015	
	Mayak MOX plant	FBR	In Betrieb	5 t SM/a	1993	
Indien	Advanced Fuel Fabrication Facility (AFFF)	LWR / FBR	In Betrieb	20 t SM/a	1993	

Quelle: (IAEA 2015a) und Öko Institut

5.3. Bewertung

Unter Berücksichtigung der oben dargestellten Informationen erfolgt im Weiteren eine Abschätzung der Erreichbarkeit wesentlicher postulierter Ziele von schnellen Reaktoren. Dabei wird auch auf spezifische Probleme dieser Konzepte eingegangen.

5.3.1. Sicherheit

(Kirchner et al. 2015) haben festgestellt:

„Die im letzten Jahrhundert geplanten und verwirklichten Schnellen Brutreaktoren weisen grundsätzlich einen positiven²¹ Reaktivitätskoeffizienten auf (IAEA 2007, 2012b), so dass die Wahrscheinlichkeit eines den Reaktor zerstörenden schnellen Leistungsanstiegs – häufig als Bethe-Tait-Störfall bezeichnet – durch konstruktive Maßnahmen, beispielsweise die Auslegung des Abschaltsystems und die Abscheidung von Dampfblasen aus dem Primärkreislauf, minimiert wurden. Für Schnelle Reaktoren, die mit Plutonium als Brennstoff betrieben werden, stellen sich besondere Herausforderungen an Detektion eines solchen Störfalls und die schnelle Reaktion der Abschaltssysteme, da aufgrund des vergleichsweise geringen Anteils der verzögerten Neutronen die Leistung deutlich schneller exponentiell anwächst als bei Reaktoren mit Uranbrennstoff. Für den in Kalkar errichteten deutschen SNR-300 wurden kernzerstörende Leistungsexkursionen daher im Rahmen des Genehmigungsverfahrens als hypothetische Ereignisse klassifiziert. Allerdings zeigten spätere detaillierte neutronenphysikalische Analysen (Kirchner 1991), dass der Einbruch des Öls aus dem Lager einer Primärkühlmittelpumpe bei einem Dichtungsversagen in den Natriumkreislauf eine kernzerstörende Leistungsexkursion hätte initiieren können. Ein solcher Störfall trat im britischen Demonstrationsreaktor FPR in Dounreay 2011 auf²², blieb allerdings wohl deshalb ohne größere Auswirkungen, da ein größerer Teil des Öls im Pumpenkörper zurückgehalten wurde, bis es sich thermisch zersetzt hatte (IAEA 2007). Als Konsequenz wurden im Rahmen der damals in Frankreich, Großbritannien und Deutschland gemeinsam verfolgten Konzeptarbeiten zur Entwicklung eines kommerziellen Schnellen Brutreaktors (European Sodium Fast Reactor, ESFR) magnetisch gelagerte Hauptkühlmittelpumpen entwickelt, die ohne Öl auskommen (IAEA 2007).“

Weiterhin stellt (Kirchner et al. 2015) fest:

Der void-Reaktivitätskoeffizient Schneller Reaktoren wird maßgeblich durch zwei physikalische Effekte bestimmt, [...].

Ein Anstieg der Reaktorleistung wird begleitet von einer Temperaturerhöhung im Kern. Diese führt zu einer Änderung der Absorptionsrate der Neutronen im Brennstoff und damit zu einer Rückkopplung auf die Neutronenflussdichte. Dieser Temperatur-Reaktivitätskoeffizient – häufig auch als Doppler-Koeffizient bezeichnet – und damit seine Rückwirkung ist stark negativ in Uran-238, aber positiv in Plutonium-239 und -241, während das Isotop Plutonium-240 einen negativen Doppler-Koeffizienten aufweist (IAEA 2012b).

[...]

Eine in der Regel dominierende positive Rückkopplung wird durch Dichteverringern oder Wegfall des Natriums verursacht, da in einer solchen Situation weniger Neutronen im Kühlmittel absorbiert werden. Lediglich in sehr kleinen Reaktoren wird dieser Effekt durch die Vergrößerung des Anteils der Neutronen („Neutronenleckage“), die aus dem Reaktorkern hinausfliegen, aufgrund deren hohen Oberflächen- zu Volumenverhältnisse überkompensiert.

²¹ Dies gilt nicht für Schnelle Reaktoren, die statt mit Plutonium mit höher angereichertem Uran betrieben wurden, wie der russische BN-600.

²² Auch im deutschen experimentellen Schnellen Brutreaktor KNK-II ist ein solcher Störfall aufgetreten, allerdings bei abgeschaltetem Reaktor (Kernkraftwerk Kalkar - Atomrechtlicher Erörterungstermin anlässlich der beantragten Änderung des Reaktorkerns, Wesel, 4.-6. 12. 1994).

Bei Wegfall des Kühlmittels wird daher die Reaktivität im dann trockenen Kern erhöht und die Kettenreaktion kann weiterhin stattfinden. Dies ist ein wesentlicher Unterschied zu Leichtwasserreaktoren in denen die Kettenreaktion bei Wegfall des Kühlmittels und Moderators Wasser stoppt. Natrium als Kühlmittel hat aber den Vorteil, dass der gesamte Primärkreislauf aufgrund des hohen Siedepunktes von Natrium (883°C) bei niedrigem Druck arbeitet im Gegensatz zu Druckwasserreaktoren, bei denen der Druck bis zu 150 bar im wassergekühlten Primärkreislauf betragen kann. Dadurch sind große Kühlmittelverluststörfälle unwahrscheinlicher als bei Druckwasserreaktoren, in denen das Kühlwasser bei einem Bruch einer Rohrleitung mit hohem Druck aus dem Primärkreislauf gepresst wird und zunächst nicht für die Kühlung der heißen Brennstäbe zur Verfügung steht. In natriumgeköhlten Schnellen Brüttern bedeckt das Kühlmittel bei einer Leckage oberhalb des Reaktordruckbehälterdeckels auch weiterhin die heißen Brennelemente (Cochran et al. 2010).

Auch ein Schmelzen der Brennelementhüllrohre kann die Reaktivität erhöhen. Bei einem Störfall mit prompter Überkritikalität durch einen Steuerungsfehler bricht die Reaktivität erst zusammen, wenn die Kernstruktur etwa durch eine Teilkernschmelze zerstört oder verändert wird. Durch Strukturversagen kann es aber auch zu kritischeren Konfigurationen kommen, die sich in einer kleinen nuklearen Explosion („small nuclear explosion“) zerstört. Ob eine solche Explosion genug Energie freisetzen kann, um das Reaktorcontainment zu zerstören ist ein Grund zur Sorge und wird debattiert, z.B. in Indien (Cochran et al. 2010).

In (Kirchner et al. 2015) wird festgestellt:

„Einen wesentlichen Sicherheitsgewinn kann die erstmals für den russischen BN-800 konzipierte Einführung eines mit Natrium gefüllten Bereichs oberhalb des Kerns darstellen. Dieser verringert den void-Reaktivitätskoeffizienten signifikant, da bei einer Leistungserhöhung das Verdampfen des Natriums zu einer Erhöhung der leakagebedingten Neutronenverluste im Kern führt (IAEA 2012b). Allerdings zeigen Auslegungsrechnungen für den Europäischen natriumgeköhlten Schnellen Brüter – ein von EURATOM gefördertes Konzept für einen kommerziellen Schnellen Brüter –, dass auch in einem optimierten Kern mit oberem Natrium-Plenum der void-Reaktivitätskoeffizient in weiten Bereichen des Reaktorkerns positiv bleibt, so dass eine dämpfende Rückwirkung erst einsetzt, wenn das Sieden des Kühlmittels das Plenum erfasst (Sun et al. 2011). Es bedarf daher gekoppelter neutronenphysikalischer/thermohydraulischer dynamischer Simulationen um zu untersuchen, ob diese Maßnahme ausreicht, um signifikante Kernschäden zuverlässig zu vermeiden.“

Natrium reagiert exotherm mit Wasser und entzündet bei Kontakt mit Sauerstoff. In den Dampferzeugern wird das flüssige Natrium nur durch eine dünne Metallwand von den wasserführenden Leitungen getrennt, jeder Kontakt kann zu Rohrleitungsschäden und zu Wasser-Natrium Bränden führen (Cochran et al. 2010). Natriumbrände traten vor allem beim Betrieb des BN-250 und BN-600 auf. Der BN-600 hatte 27 Natriumleckagen zwischen 1980 und 1997, von denen 14 zu Natriumbränden führten. Ebenso kam es im japanischen Monju Reaktor zu Natriumbränden und in den französischen Reaktoren Rapsodie, Phénix und Superphénix. Zu Natriumleckagen kam es auch im britischen Dunray Reaktor und im Prototype Fast Reactor (Cochran et al. 2010).

Da das Natrium des Primärkreislaufes radioaktiv ist gibt es zwischen dem Dampferzeuger und dem Primärkreislauf einen Natriumzwischenkühlkreislauf, um bei Natriumbränden eine radioaktive Kontamination im Reaktor zu verhindern; der Zwischenkühlkreislauf ist ein wichtiger Kostenfaktor (Cochran et al. 2010).

5.3.2. Ressourcen und Brennstoffversorgung

Schnelle Brutreaktoren wurden in ersten Jahrzehnten ihrer Entwicklung für die Lösung zu knapper Uranressourcen bei einem massiven Ausbau der Kernenergie betrachtet. Wie im Kapitel 4.1.3 bezüglich des Vergleichs zwischen Thorium und Uran diskutiert, ist aus heutiger Sicht nicht mit einer Knappheit der Uranressourcen zu rechnen.

Vielmehr hat sich gezeigt, dass die Fertigung von MOX Brennelementen immer wieder auf technische Schwierigkeiten stößt (siehe Kapitel 5.2.3) und die Wiederaufarbeitung von Brennstoffen zur Separierung des Plutoniums einen großen Kostenfaktor darstellt (siehe Kapitel 5.3.4), so dass sich der für Brutreaktoren benötigte Brennstoffkreislauf erst bei extrem hohen Uranpreisen rechnen würde. Ein Uranpreis von unter 130 US\$/kg trägt nur zu etwa 5% zu den Stromerzeugungskosten eines heutigen Leichtwasserreaktors bei.

Aus heutiger Sicht bezüglich der Ausbaupläne in der Nuklearenergie ist daher in den nächsten Jahrzehnten kein Engpass bei den Uranressourcen erkennbar (siehe 4.1.3) – vielmehr ist die Nutzung der Wiederaufarbeitungstechnologie und der MOX–Brennstoffherstellung kommerziell nicht konkurrenzfähig (Holdren et al. 2003).

5.3.3. Abfallproblematik

Schnelle Reaktoren sind Kernbestandteil von Strategien zur Abfallbehandlung mit Partitionierung und Transmutation. In schnellen Reaktoren könnten mit Hilfe des harten Neutronenspektrums Minore Aktinide gespalten werden, die zuvor aus den hoch radioaktiven Abfällen abgetrennt wurden. Zu Vor- und Nachteilen von P&T wird ausführlicher in Kapitel 4.2 eingegangen. An dieser Stelle sei nur zusätzlich erwähnt, dass nach (Kirchner et al. 2015) „eine Transmutation der Minoren Aktinide [...] grundsätzlich die neutronenphysikalischen Reaktivitätskoeffizienten [verschlechtert], da sie sowohl den sicherheitsgerichteten Doppler-Koeffizienten reduziert als auch den void-Reaktivitätskoeffizienten vergrößert (Renn 2014). Dies bedingt, dass im Falle einer homogenen Beimischung in allen eingesetzten Brennelementen der Anteil der Minoren Aktinide wenige Prozent nicht übersteigen sollte (NEA 2012). Dieser unerwünschte Einfluss der Minoren Aktinide auf die Reaktivitätskoeffizienten lässt sich reduzieren, wenn diese ausschließlich in Brennelementen an Außenpositionen des Reaktorkerns eingesetzt werden, an denen die Neutronenflussdichte gering gehalten wird, so dass ihre Rückwirkung auf die Sicherheitseigenschaften ebenfalls begrenzt bleibt. Dazu muss der Plutoniumgehalt dieser Brennelemente ebenfalls stark reduziert werden. Eine solche heterogene Beimischung führt zu einer Kernkonfiguration ähnlich der der „klassischen“ Schnellen Brüter mit einer inneren Spaltzone und einem äußeren radialen und/oder axialen Mantel, in dessen Brennelementen dann Anteile von bis zu 40% Minorer Aktinide möglich sein sollen (Salvatores et al. 2015).“

Bezüglich der Anteile an Spaltprodukten in abgebrannten Brennelementen besteht gegenüber den hoch radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren kein wesentlicher Unterschied. Die Zusammensetzung der Brennelemente und die Konzentration an Spaltprodukten und Minoren Aktiniden pro Masse Brennstoff ist zwar anders als in abgebrannten LWR-Brennelementen. Ebenso wird sich die Strahlendosis und Wärmeentwicklung unterscheiden. Dies hätte allerdings nur Einfluss auf kurzfristige Abkling- und Zwischenlagerungszeiträume, jedoch nur marginal auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager.

Auch bei der Wiederaufarbeitung fallen Abfälle aus dem Betrieb und später aus dem Rückbau der Anlagen an. Die meisten dieser Abfälle, wie beispielsweise behandelte Schlämme oder kontaminierte Austauschteile, müssen ebenfalls endgelagert werden. Nach ihrem Einsatz im Reaktor werden die mit dem abgetrennten Plutonium hergestellten und nach dem Reaktoreinsatz abgebrann-

ten MOX-Brennelemente heutzutage ebenfalls nicht mehr wiederaufgearbeitet. Damit wird etwa die gleiche Menge an Plutonium und Aktiniden in das Endlager eingebracht, wie wenn man gleich auf eine Wiederaufarbeitung verzichtet hätte. Eine Multizyklisierung, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T Szenarien angedacht wird, ist heute ökonomisch völlig unattraktiv und wurde bisher industriell noch nicht umgesetzt. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T Strategie vermieden werden (Kirchner et al. 2015).

5.3.4. Ökonomie

In den Ländern der OECD wurden von 1974 bis 2007 in etwa 50 Mrd. US\$ für die Forschung und Entwicklung an Brutreaktoren ausgegeben, in den USA 15 Mrd. US\$, Japan 12 Mrd. US\$, UK 8 Mrd. US\$, Deutschland 6 Mrd. US\$, Italien 5 Mrd. US\$. Frankreich hat nur etwa eine Mrd. US\$ an Ausgaben angegeben, offensichtlich eine unvollständige Angabe, da allein der Bau des Superphénix etwa 14 Mrd. US\$ gekostet hat (Cochran et al. 2010). Russland und Indien hatten ebenfalls große Programme zur Entwicklung von Brutreaktoren, wobei alleine Russland (Sowjetunion) geschätzte 12 Mrd. US\$ ausgegeben hat (Cochran et al. 2010).

Die Studie von (Cochran et al. 2010) kommt daher zu dem Schluss, dass bei der Betrachtung der einzelnen nationalen Programme klar wird, dass Brutreaktoren ausschließlich dann ökonomisch konkurrenzfähig sind, wenn die Uranpreise dramatisch steigen würden, was aus heutiger Sicht nicht wahrscheinlich ist. Für die Demonstrationsreaktoren war der Strompreis pro Kilowattstunde in etwa doppelt so hoch wie bei kommerziellen Leichtwasserreaktoren. Ebenso sind die Baukosten mehr als 25% höher als bei Leichtwasserreaktoren.

Schnelle Brutreaktoren müssten nach (Cochran et al. 2010) ebenfalls die hohe Auslastung von mindestens 80% zur Leistungserzeugung erreichen wie derzeitige Leichtwasserreaktoren, um mit diesen konkurrieren zu können. Ein großer Teil der bisherigen Betriebserfahrungen zeigt jedoch, dass die Auslastung der Kraftwerke nicht zufriedenstellend war. Ein signifikanter Teil des Problems besteht darin, die Teile des Reaktors zu warten und zu reparieren, die im Natrium eingetaucht sind (Cochran et al. 2010). Natrium ist optisch opak und reagiert mit Luftsauerstoff. In (Cochran et al. 2010) wird weiter argumentiert dass bei einer Reparatur daher der Brennstoff entfernt, das Natrium entleert und das gesamte System sorgfältig gespült werden muss, um es von Natriumresten zu befreien ohne dabei Explosionen zu verursachen. Entsprechende Vorbereitungen können Monate oder Jahre dauern. Dies ist ein großer Unterschied zu Leichtwasserreaktoren in denen der Reaktordeckel entfernt werden kann und der gesamte Reaktorbehälter mit Wasser geflutet wird. Reparaturen können mit Hilfe von Periskopen und Videokameras durchgeführt werden, während das Wasser die Strahlung der Brennelemente und der Stahlkomponenten abschirmt. So ist die Geschichte des Superphénix durch langanhaltende Betriebspausen gekennzeichnet ebenso wie bei Japans Monju Reaktor, dem britische Dounreay und Prototype Fast Reactor und dem amerikanische Enrico Fermi 1. Im russischen BN-600 wurden höhere Auslastungen erreicht, weil der Betreiber gewillt war trotz multipler Natriumbrände den Reaktor weiter zu betreiben (Cochran et al. 2010).

Insgesamt wurden zwar über 400 Betriebsjahre an Erfahrungen mit schnellen Reaktoren weltweit gesammelt (WNA 2017a), diese sind jedoch mit den intensiven Erfahrungen eines wasserführenden Systems (Stahl-Wasser Interface) zu vergleichen, wie sie seit fast 200 Jahren seit der Entwicklung der Dampfmaschine in vielen Industrieprozessen verwendet werden.

Die Verwendung von Plutonium in Reaktorbrennstoffen ist seit längerem unter den ökonomischen Randbedingungen (Uranpreis) nicht konkurrenzfähig (Holdren et al. 2003). Die Verwendung des

abgetrennten Urans und Plutoniums aus der Wiederaufarbeitung ist problematisch. Das rückgewonnene Uran enthält zusätzliche im Reaktorbetrieb entstandene Uranisotope mit ungünstigen physikalischen Eigenschaften, die eine Wiederverwendung als Kernbrennstoff teuer machen. Damit wird das rückgewonnene Uran zu einem großen Teil zu einem nicht verwertbaren Reststoff. Es bleibt nur das Plutonium für eine Verwendung in MOX-Brennstoff. Wirtschaftlich attraktiv ist auch das nicht, da MOX-Brennstäbe deutlich teurer sind als solche, die aus Natururan hergestellt werden.

(Kirchner et al. 2015) hält fest: „Die bisherigen Erfahrungen mit Schnellen Brutreaktoren werden von der World Nuclear Association dahingehend bewertet, dass aufgrund signifikanter technischer und Materialprobleme und der nach 1970 aufgefundenen zusätzlichen Uranreserven Schnelle Brüter seit den achtziger Jahren des letzten Jahrhunderts ökonomisch gegenüber Leichtwasserreaktoren nicht konkurrenzfähig waren (WNA 2017a).“

Aufgrund der Strahlungsproblematik und aufgrund von Safeguardsauflagen ist die Brennstoffherstellung von MOX Brennstoffen ebenfalls wesentlich teurer. Plutonium weist im Vergleich zu Uran eine höhere Radioaktivität auf. Um Auswirkungen auf die Beschäftigten in den Anlagen zur MOX-Herstellung zu reduzieren, ist daher eine weitgehende Automatisierung und Abschirmung des Fertigungsprozesses erforderlich. Weiterhin weist Plutonium eine geringe kritische Masse auf. Daher kann jeweils nur mit sehr kleinen Mengen von Plutonium gearbeitet werden, um ungewollte Kritikalität beim Verarbeitungsprozess sicher ausschließen zu können. Schließlich fallen beim Umgang mit Plutonium erhebliche Aufwendungen für Sicherungsmaßnahmen (Safeguards) an, da eine Abzweigung von Plutonium für militärische Zwecke ausgeschlossen werden muss (Kirchner et al. 2015).

So wurde die MOX Brennelementefabrik in den USA zur Herstellung von MOX mit 34 t Waffenplutonium aus dem US amerikanischen Kernwaffenprogramm zur Beseitigung des Plutoniums in Leichtwasserreaktoren letztlich aufgrund massiver Kostensteigerungen aufgegeben.

In (Kirchner et al. 2015) wird festgestellt: „Die ursprüngliche Kostenschätzung der verantwortlichen National Nuclear Security Agency (NNSA) im Jahr 2002 für den Bau der Anlage lag bei 1 Milliarde US Dollar mit einem geplanten Baubeginn im Jahr 2004. Der U.S. Kongress verlangte darüber hinaus im Jahr 2002, dass eine MOX-Produktion im Jahr 2008 beginnen und die zu diesem Zeitpunkt geplanten 34 t Plutonium bis Ende 2018 umgesetzt sein müssten. Bereits zu Baubeginn der Anlage im Jahr 2007 war die Kostenschätzung auf 4,8 Milliarden US Dollar angestiegen. Im Jahr 2014 wurden die Errichtungskosten der Anlage durch das verantwortliche Firmenkonsortium mit 7,78 Milliarden US Dollar angegeben. Die gesamten Lebenszykluskosten der Anlagen, die Errichtung, Betrieb, Abfallmanagement und Rückbau umfassen, wurde vom U.S. Department of Energy mit 30 Milliarden US Dollar beziffert. Für das Jahr 2015 beschloss das zuständige U.S. Department of Energy daher, die Anlage bis auf weiteres in einen „cold stand-by“ zu überführen und damit die Errichtung der Anlage bis zu einer grundsätzlichen Entscheidung über die Fortführung des Programms anzuhalten (Holt & Nikitin 2014).“

5.3.5. Proliferation

Alle Reaktoren erzeugen Plutonium in Brennstoffen aus Uran. Bei einem schnellen Reaktor ist jedoch vorgesehen, den Reaktor mit plutoniumhaltigen Brennstoffen zu betreiben, wofür separiertes Plutonium benötigt wird und damit Wiederaufarbeitungstechnologie. Separiertes Plutonium ist leichter zugänglich als Plutonium, das sich noch in abgebrannten hochradioaktiven Brennelementen befindet. Ein schneller Reaktor kann jederzeit auch als Schneller Brüter verwendet werden, indem im Reaktorkern oder um den Reaktorkern herum Uranelemente (blankets) dem Neutronen-

fluss ausgesetzt werden. So erbrütetes Plutonium ist besonders geeignet zum Bau von Kernwaffen (waffengrädig), d.h. es hat einen besonders hohen Anteil des Isotops Plutonium-239.

Diese Nutzung zur Plutoniumerzeugung ist bei Schnellen Brütern gewollt, da diese den Einstieg in einen geschlossenen Brennstoffkreislauf ermöglichen sollen, in dem das im Schnellen Brüter erbrütete Plutonium abgetrennt und für die Fertigung neuer Brennelemente genutzt wird.

Die erste „friedliche Nuklearexplosion“ Indiens 1974 wurde mit Plutonium durchgeführt, das für das indische Brutreaktorprogramm abgetrennt worden war. In Frankreich wurde der Phénix Brutreaktor dazu genutzt waffengrädiges Plutonium für die Force de Frappe in den Blankets zu erzeugen (Cochran et al. 2010). Die Infrastruktur eines Schnellen Brüters mit der zugehörigen Wiederaufarbeitungstechnologie kann daher potentiell auch jederzeit für ein militärisches Programm genutzt werden. Ein Nichtkernwaffenstaat, der Mitglied im Nichtverbreitungsvertrag ist, müsste dafür den Vertrag verlassen und sähe sich entsprechenden internationalen Konsequenzen ausgesetzt, sollte eine solche militärische Nutzung bekannt werden.

Um die Proliferationsproblematik zu adressieren gibt es immer wieder Vorschläge, die eingesetzten nuklearen Materialien proliferationsresistenter zu gestalten. Diskutiert wird etwa die gleichzeitige Abtrennung anderer Aktinide (Neptunium, Americium) oder die Abtrennung direkt am Standort des Reaktors, um die Risiken beim Transport zu reduzieren. Solche Maßnahmen verbessern sicherlich die Proliferationsresistenz in einigen Szenarien (Entwendung des Materials), der staatliche Zugriff auf waffengrädiges spaltbares Material ist jedoch jederzeit möglich, so dass letztlich nur die internationalen Kontrollen der internationalen Atomenergiebehörde zur Überwachung einer rein zivilen Nutzung dazwischen stehen. Der Aufwand zu einer ausreichend genauen Materialbilanzierung ist jedoch gerade im Fall von Wiederaufbereitungsanlagen extrem hoch, wenn eine Fehlbilanzierung von wenigen Kilogramm Plutonium, die ausreichend zum Bau einer Waffe sind, detektiert werden soll. Der Fehler in der Materialbilanzierung liegt heute bei etwa 1%.

Schnelle Reaktoren können im Prinzip auch zur Plutoniumbeseitigung genutzt werden. Die USA und Russland haben ein Abkommen zur Beseitigung von 34 t Waffenplutonium. Russland wollte hierfür den BN-600 und den BN-800 als Schnellen Verbrenner benutzen. Dazu würde das Plutonium in Form von MOX Brennelementen in die Reaktoren eingesetzt und ein Teil des Plutoniums gespalten werden, bzw. der Isotopenvektor des Plutoniums würde so verändert, dass es weniger geeignet für Kernaffen wäre. Der Verbrennmodus besteht im Wesentlichen darin, dass gleichzeitig auf den Einsatz von Brutelementen (blankets) im Reaktormantel oder an anderen Positionen verzichtet wird. In (Kütt et al. 2014) wird allerdings gezeigt, dass mit einer einfachen Umkonfiguration des Reaktorkerns hin zum Brutmodus, durch Einsatz von Brutelementen im Reaktormantel, bis zu 162 kg waffengrädiges Plutonium pro Jahr gebrütet werden könnten. Die Strahlenbarriere in solchen Blankets wäre ebenfalls signifikant niedriger. Auch im Falle eines kleinen modularen schnellen Reaktors wie dem Toshiba 4s (zu kleinen modularen Reaktoren siehe Kapitel 8) kommen Berechnungen zum Schluss, dass in diesem 10 MW Reaktor etwa 5 kg waffenfähiges Plutonium pro Jahr entstehen (Frieß et al. 2015) und am Ende der 30 jährigen Laufzeit ein Brennelement allein 8 kg Plutonium und der ganze Reaktor 160 kg Plutonium enthält.

Ein Staat, der einen Schnellen Reaktor mit entsprechender Wiederaufarbeitungstechnologie betreibt besitzt alle Komponenten zur Produktion waffenfähigen Plutoniums zum Bau einer Kernwaffe. Ein Teil des Plutoniums wird in separierter Form vorliegen.

5.4. Fazit

Die ursprüngliche Überlegung für schnelle Brutreaktoren war die Etablierung einer Plutoniumökonomie zur Streckung vermeintlich knapper Uranressourcen. Schnelle Reaktoren sollten einfach und billig zu realisieren sein und sicherer und zuverlässiger sein als Leichtwasserreaktoren. Die Proliferationsproblematik wurde als bewältigbar charakterisiert.

Aus heutiger Sicht ist mit einer Knappheit von Uranressourcen in den nächsten Jahrzehnten nicht zu rechnen und die Wiederaufarbeitung und Nutzung von Plutoniumhaltigen Brennstoffen erwies sich als zu kostspielig im Vergleich zu Uranbrennstoffen in Leichtwasserreaktoren. Auch die Betonung von anderen Nutzungskonzepten eines schnellen Reaktors nicht zum Brüten von Plutonium sondern z.B. Transmutation erwiesen sich bisher als nicht erfolgreich. Die fortgeschrittenste laufende Projekt heute ist der gerade in Betrieb gegangene BN-800 Reaktor in Russland. Trotz der bisherigen Erfahrungen von über 20 gebauten und betriebenen schnellen Reaktoren mit über 400 Jahren Betriebszeit seit 60 Jahren ist das Reaktorsystem bis heute kommerziell nicht erfolgreich, dies liegt vor allem in der niedrigen Zuverlässigkeit der bisherigen Systeme begründet. Aber auch die Wiederaufarbeitung und die Herstellung von Mischoxydplutoniumbrennstoffen erwies sich technisch aufwändig und kommerziell völlig unattraktiv.

Wie bei Leichtwasserreaktoren kann es in schnellen Reaktoren zu einer Kernschmelze kommen. Vor allem bei Einsatz von Plutoniumbrennstoffen reagieren Schnelle Reaktoren sehr sensitiv, dies stellt besondere Anforderungen an das Abschaltssystem, um eine exponentielle Leistungsanstieg zu verhindern. Schnelle Reaktoren weisen ebenfalls für Plutoniumbrennstoffe einen teilweise positiven Void-Reaktivitätskoeffizienten auf. Wenn das Kühlmittel zu heiß wird und verdampft kann sich durch die einsetzende Dichteverringerng die Reaktivität schlagartig erhöhen. Dem gegenüber steht der hohe Siedepunkt von Natrium.

Anders als beim Verlust des Moderators in Leistungsreaktoren, in denen allerdings das Wasser gleichzeitig zur Abfuhr der Nachzerfallswärme dient, wird der Kern in einem schnellen Reaktor nicht unterkritisch, wenn kein Natrium (Moderator) im Kern ist. Auch bei einem Schmelzen der Brennstäbe kann sich die Reaktivität zunächst weiter erhöhen. Anders als bei Leichtwasserreaktoren ist der Primärkühlkreislauf aber nicht unter hohem Druck und der Reaktorkern ist in das Kühlmittel Natrium eingetaucht. Große Kühlmittelverluststörfälle sind daher unwahrscheinlicher als bei Leichtwasserreaktoren.

Ein weiterer Sicherheitsnachteil ist, dass das Kühlmittel Natrium reagiert exotherm bei Kontakt mit Wasser und entflammt bei Kontakt mit Sauerstoff. Beim Betrieb von schnellen Reaktoren kam es daher immer wieder zu Natriumbränden was zu Betriebsausfällen führte. Ebenso ist durch das opake exotherm reagierende Natrium die Wartung des Reaktors und die Behebung von Schäden aufwändig.

Bezüglich der Anteile an Spaltprodukten in abgebrannten Brennelementen besteht gegenüber den hoch radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren kein wesentlicher Unterschied. Durch den Einsatz von Wiederaufarbeitungstechnologien entstehen ebenfalls radioaktive Abfälle. MOX-Brennstoffe müssten nach dem Einsatz im Reaktor ebenfalls in ein Endlager verbracht werden. Eine Multizyklisierung, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T Szenarien angedacht wird, ist heute ökonomisch völlig unattraktiv und wurde bisher industriell noch nicht eingesetzt. Die Nutzung von schnellen Reaktoren hat daher nur marginalen Einfluss auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T Strategie vermieden werden.

In Hinsicht auf die Proliferation sind Schnelle Reaktoren ist besonders die Eigenschaft relevant, dass in den Uran-Brutblankets von schnellen Reaktoren waffenfähiges Plutonium entsteht. Zusammen mit der angedachten Separierung des Plutoniums zum Wiedereinsatz in MOX Brennstoffen macht dies Schneller Reaktorsysteme wesentlich proliferationsrelevanter als Leichtwasserreaktoren. Die Infrastruktur eines Schnellen Brütters mit der zugehörigen Wiederaufarbeitungstechnologie kann daher jederzeit auch potentiell für ein militärisches Programm genutzt werden. Ebenfalls ist durch die Wiederaufarbeitung der Aufwand für Safeguardsmaßnahmen der IAEA stark erhöht.

6. Hochtemperatur-Reaktor (HTR)

Hochtemperatur-Reaktoren (High Temperature Reactors – HTR oder auch Very-High Temperature Reactors – VHTR) ist eines der Reaktorkonzepte, die von Generation IV International Forum (GIF) ausgewählt wurden (GIF 2002). Potentielle Vorteile des Konzepts sind nach GIF (GIF 2002):

- Durch die höhere Arbeitstemperatur kann die thermische Effizienz des Reaktors auf 47% (850°C) oder 50% (950°C) erhöht werden im Vergleich zu 34-36% in den heutigen Reaktoren.
- Die erzeugte Wärme kann nicht nur zur Stromerzeugung sondern auch als Prozesswärme genutzt werden (z.B. Elektrolyse zur Wasserstoffproduktion oder Kohleverflüssigung). Der HTR sei daher vor allem für die Kopplung mit petrochemischen Industrieanlagen und Raffinerien geeignet.
- Der HTR bietet inhärente Sicherheit. Entscheidend sei der negative Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten, je heißer der Reaktorkern wird, desto weniger Leistung wird freigesetzt.
- Die Nachwärmekühlung des Reaktors kann passiv erfolgen. Sicherheitsvorteile bieten auch die hohe Wärmekapazität und das träge Verhalten des Reaktorkerns bei Leistungseinträgen sowie die geringere Leistungsdichte im Kern im Vergleich zu Leichtwasserreaktoren.

Die wesentliche Eigenschaft des HTR ist die hohe Betriebstemperatur und die Betonung des Brennstoffes als primärer Barriere gegen Freisetzung. Es werden sowohl derzeit Kugelhaufen-Konzepte als auch prismatischer Brennstoff diskutiert. Aufgrund von anhaltenden technischen Schwierigkeiten Generatorturbinen für das im HTR/VHTR eingesetzte Kühlmittel Helium zu fertigen, die den anspruchsvollen Temperaturbedingungen ausreichend standhalten, wurden bisher nur Anlagen mit einem sekundären Dampf-Kreislauf und entsprechendem Wärmetauscher erprobt.

6.1. Systembeschreibung

Hochtemperaturreaktoren arbeiten, wie der Name schon suggeriert, bei hohen Temperaturen von 750°C-950°C, im Vergleich zu etwa 300°C in LWR. Je höher die Arbeitstemperatur ist, desto höher der Wirkungsgrad zur Stromerzeugung und desto effizienter sind mögliche angekoppelte Nutzungen der Prozesswärme, bzw. können bestimmte Prozesse überhaupt erst genutzt werden.

So ist die Nutzung als Entsalzungsanlage oder für petrochemische Verfahren schon bei Temperaturen bis zu 700°C möglich, für die Wasserstoffherzeugung aus Methan oder mit effizienter Hochtemperatur-Elektrolyse sind dagegen Temperaturen über 800°C erforderlich, zur thermochemischen Produktion von H₂ bedarf es Temperaturen bis zu 1000°C, mit einem dreifachen Effizienzgewinn bei 1000°C gegenüber einem Betrieb bei 750°C (WNA 2016b). Je höher die Arbeitstemperatur des Reaktors, desto mehr industrielle Anwendungen bestehen also und desto ökonomisch attraktiver wird das Reaktorkonzept.

Um den hohen Temperaturen standzuhalten wird der gesamte Reaktorbehälter und sämtliche Einbauten im Reaktor in Kontakt mit dem heißen Kühlgas aus Graphit gefertigt (Reflektor, Isolierung), das ebenfalls als Neutronenmoderator dient. Da Graphit ein schlechterer Moderator ist als Wasser, muss im Vergleich zu einem LWR eine große Menge an Moderator im Reaktorkern verwendet werden. Dies führt zu einer geringen Leistungsdichte im Kern.

Das Reaktordesign muss so ausgelegt werden (Größe, Leistungsdichte, Reaktivitätsverhalten), dass die Rückhaltefunktion des Brennstoffs und der Reaktorbehälterstrukturen während auslegungsbestimmenden Reaktortransienten geschützt bleiben. Die niedrige Leistungsdichte ist hier physikalisch von Vorteil, um Leistungsspitzen und dadurch Temperaturspitzen im Kern zu vermei-

den. Durch die hohe Wärmekapazität von Graphit wird zusätzliche Leistung im Reaktor zunächst im Brennstoff selbst und dann in der Reaktorwand und den Reflektoren gespeichert, bevor sie den Reaktorbehälter erreicht. Der maximale mögliche Durchmesser des Reaktors ist durch die sich einstellende radiale Temperaturverteilung und die maximale Brennstofftemperatur im Reaktorkern bestimmt. Die Länge des Reaktorkerns bestimmt die maximale Leistung des Reaktors.

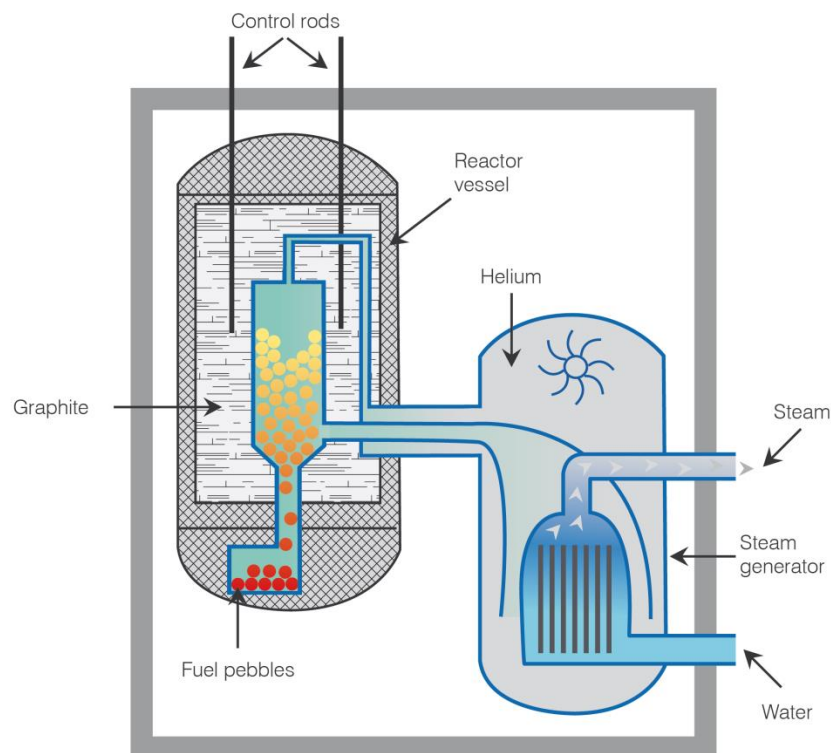
Die Kühlung des Reaktors erfolgt mit Helium. Helium ist weitgehend inert gegenüber Wechselwirkungen mit Neutronen. Metallische Komponenten wie die druckdichte Umschließung müssen unterhalb der Temperatur gehalten werden, bei der Kriechvorgänge einsetzen und werden mit dem kalten Kühlgas aus dem Wärmetauscher gekühlt, bevor dieses in den Reaktorkern eintritt und sich aufheizt. Im Prinzip könnte das heiße Helium direkt zum Antrieb einer Gasturbine genutzt werden (Brayton Direktzyklus) - "Einkreisanlage". Die Fertigung entsprechender ungekühlter Turbinen bereitet jedoch nach wie vor technische Schwierigkeiten (IRSN 2015). Bis zur erfolgreichen Entwicklung entsprechender Turbinen soll ein sekundärer Kreislauf genutzt und die Wärme mit einem Wärmetauscher zur Dampferzeugung verwendet werden. Die Heißgasumwälzung erfolgt durch Gasgebläse.

Ein Brennstoffpartikel selbst hat einen Durchmesser von nur etwa 1 Millimeter und ist von zwei Schichten pyrolytischen Kohlenstoff und einer Schicht Siliciumcarbid (SiC) überzogen, die für den Einschluss von entstehenden Aktiniden und Spaltprodukten sorgen sollen. Diese Partikel aus Brennstoff und umhüllenden Schichten werden TRISO-Brennstoff (tristructural-isotropic) genannt und mit einer Hülle aus Graphit umgeben. Der TRISO Brennstoff selbst ist dabei in allen HTR Konzepten die entscheidende Komponente zum erfolgreichen Einschluss von Radioaktivität im Reaktor. Aufgrund der Rückhaltefunktion der TRISO Brennstoffhülle wird oft argumentiert, dass anderen Teilen der gestaffelten Sicherheitsbarrieren wie einem Containment, weniger Bedeutung beigegeben werden muss.

Die zwei Haupttypen von HTR unterscheiden sich darin, wie die TRISO Brennstoffpartikel im Brennstoff in den Reaktorkern eingebracht werden. In prismatischen HTR werden die TRISO Partikel in prismatischen länglichen Graphitstäben eingebettet, in Kugelhaufenreaktoren werden die Partikel in Graphitkugeln eines Durchmessers von etwa 6 cm eingebettet. Die Kugeln werden kontinuierlich in den Reaktorkern eingespeist und bewegen sich im Laufe der Zeit im Reaktorbehälter nach unten (siehe Abbildung 6-1). Am Boden des Reaktorbehälters werden kontinuierlich Kugeln entnommen, um anschließend erneut von oben in den Reaktor eingespeist zu werden oder nach Erreichen des maximalen Abbrandes der Kugel aus dem Reaktor entfernt zu werden. Einzelne Brennstoffkugeln können den Reaktor mehrmals durchlaufen, je nach vorheriger Aufenthaltszeit. Im Reaktorkern befinden sich daher zehntausende dieser Kugeln in einer Schüttung. Die kontinuierliche Entnahme von Brennstoff wird als Vorteil angesehen, da der Reaktor zum Brennstoffwechsel nicht abgeschaltet werden muss. In Hinsicht auf die Sicherheit führt dies allerdings zu Unsicherheiten über die genaue Zusammensetzung des Reaktorkerns und die genaue Position des Brennstoffs (Englert et al. 2017).

HTR haben eine geringere Leistungsdichte als LWR von ungefähr 4-10 MW/m³ (IRSN 2015). Der Reaktorbehälter, der die Kugeln enthält, hat ein recht hohes Verhältnis von Länge zu Durchmesser, um die Außenfläche gegenüber dem Volumen zu vergrößern. Dies ermöglicht passive Kühlmaßnahmen des Reaktorbehälters zur Nachwärmeabfuhr, begrenzt aber die maximale thermische Leistung im Reaktor, typischerweise werden Konzepte mit 250-600 MW (IRSN 2015) diskutiert.

Abbildung 6-1: Schematische Darstellung eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors



Quelle: (WNA 2016c)

6.2. Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen

6.2.1. Bisherige Erfahrungen

Die Idee des HTR geht zurück in das Jahr 1946 (McCullough 1947). Der erste HTR Testreaktor „Dragon“ ging 1965 in Großbritannien in Betrieb und wurde mit prismatischen Brennelementen bis 1976 betrieben. Bisher wurden weltweit 4 stromproduzierende Reaktoren in Deutschland und den Vereinigten Staaten betrieben und Testreaktoren in Großbritannien, Japan und China. Der Betrieb der Reaktoren beinhaltet eine Reihe an Vorfällen und ungeplanten Ereignissen, inklusive Wasser- und Öleinbruch, Brennstoffversagen, Heliumleckagen etc. Eine ausführlichere Beschreibung der Erfahrungen in den einzelnen Testreaktoren wurde in (Ramana 2016) durchgeführt eine Zusammenfassung wesentlicher Ereignisse ist in Tabelle 6-1 dargestellt. Im Folgenden werden wesentliche Aspekte aus (Ramana 2016) zusammengefasst:

- Der Reaktor in Peach Bottom war der erste kommerzielle Hochtemperaturreaktor in den USA und wurde 1966 kritisch. Wie der Dragon Reaktor wurde der Reaktorkern mit prismatischen Brennelementen betrieben hatte, jedoch eine thermische Leistung von 115 MW und eine elektrische Leistung von 40 MW. Schon nach zwei Monaten musste der Reaktor aufgrund von Problemen am Dampferzeuger abgeschaltet werden. Kurz nach Wiederinbetriebnahme 1967 wurde der Reaktor wegen erhöhter Radioaktivität im Heliumkreislauf aufgrund von Brennelementversagen 1968 wieder abgeschaltet. Nach Ersatz wurde der Reaktor wieder angefahren, aber im selben Jahr mussten 11 weitere Brennelemente ersetzt werden. 1969 wurde der Reaktor mit fri-

schen Brennelementen wieder angefahren aber wiederum kam es zu erhöhter Radioaktivität im Helium, der Reaktor wurde jedoch bei geringerer Leistung (geringere Temperatur) weiterbetrieben. Der Reaktor wurde im Oktober 1969 abgeschaltet, diesmal hatten weitere 78 Brennelemente versagt. 1970 ging der Reaktor wieder in Betrieb, diesmal mit einem veränderten Brennelementdesign, deren Betrieb zufriedenstellender war. Allerdings wurde aus kommerziellen Erwägungen 1974 der Betrieb eingestellt, als die Brennelemente des Kerns durch frische ersetzt werden mussten. Es kam zu einem Öleinbruch in den Reaktor, die erst bei Inspektion der Brennelemente auffiel und vom Sicherheitssystem unentdeckt blieb. Ebenfalls waren alle Flächen des Reaktorkreislaufs mit einer Graphitschicht bedeckt, die Cäsium und Strontium enthielt (Ramana 2016).

- Der größere Bruder des Peach Bottom Reaktors wurde in Fort. St. Vrain errichtet und ging 1974 mit 842 MW_{th} und 330 MW_{el} Leistung in Betrieb. Es dauerte 5 Jahre, bis der Reaktor stabil genug war, dass von einem kommerziellen Betrieb gesprochen wurde. Heliumleckagen und Feuchtigkeitseinfall (zum ersten mal 1974) waren mit für die lange Inbetriebnahme verantwortlich. Andere Gründe waren Schwankungen der Kerntemperatur. Während des Betriebs bis 1989 gab es zahlreiche Probleme: Wassereinbrüche bzw. nicht funktionierende Feuchtigkeitssysteme, Lufteinbrüche bzw. Ausfall des Gasmesssystems, und Versagen bzw. Risse in Graphitrohren und anderen Strukturkomponenten. Der Lufteinbruch betraf die Sicherheitsfunktionen am gravierendsten, da die Kontrollstäbe und das Reserveabschaltsystem betroffen waren. Es kam auch zu einem Versagen von sechs Kontrollstäben, die nicht komplett in den Kern einfahren konnten. Aufgrund der vielen Vorfälle war die Verfügbarkeit des Reaktors sehr gering (Ramana 2016). Der Reaktor durfte auch nur bei 70% seiner vollen Leistung gefahren werden aufgrund von Gasfluktuationen im Reaktorkern und Problemen mit dem Kühlgebläse sowie Unsicherheiten mit der garantierten Nachwärmeabfuhrleistung (Hahn & Nockenberg 1989).
- Das ambitionierte Programm zur Errichtung von 10 Reaktoreinheiten in den USA wurde Mitte der 1970er Jahre aufgrund der schlechten Betriebserfahrung - insbesondere aufgrund der Betriebserfahrung mit dem Fort St. Vrain Reaktors – aufgegeben. Seither hat sich kein amerikanischer Betreiber mehr gefunden, der bereit gewesen wäre einen Reaktor zu bestellen (Ramana 2016). Allerdings gab es noch in den 1980er Jahren Interesse im U.S. Department of Energy der Vereinigten Staaten, die Produktion von Tritium für das Kernwaffenarsenal mit Hilfe eines HTR durchzuführen (Hahn & Nockenberg 1989).
- Der Versuchsreaktor in Jülich (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor - AVR) wurde 1966 kritisch und war vollständig ab 1969 in Betrieb, mit einer Leistung von 46 MW_{th} bzw. 15 MW_{el}. Der Betrieb bis 1988 war geprägt von zahlreichen Problemen. Im Mittelpunkt stand die Erprobung der kugelförmigen Brennelemente. Es wurden etliche verschiedene Brennelementkonzepte erprobt und es kam immer wieder zu Brennelementversagen. Aufgrund fehlerhafter Temperaturmessungen wurde der Reaktor weit über der Nominaltemperatur betrieben. Temperaturmessungen mit Monitorkugeln zeigten, dass die Betriebstemperatur in einigen Zonen des Reaktorkerns 1280°C überschritten hatte. Die Vorhersage des Temperaturniveaus und des Kugelflusses durch den Reaktor erwiesen sich als unzuverlässig. 1978 kam es zu einem massiven Wassereinbruch von 27 t in den Reaktor, dessen Ausmaß mehrere Tage lang unentdeckt blieb.²³ Die Reaktorbetreiber versuchten zunächst das Wasser durch Betrieb bei 10 MW auszuheizen und den Primärkreislauf zu trocknen. Die Leckage verursachte massive Kontamination im Reaktorkeller. Daneben kam es auch zu einem Öleinbruch. Der Rückbau des AVR verursacht aufgrund der Kontamination hohe Kosten, der gesamte Reaktorbehälter muss in einer eigens dafür gebauten Halle zwischengelagert werden, in ihm stecken einige festgeklemmte Brennelementkugeln fest. Der

²³ Im selben Jahr war es schon zu drei kleineren Wassereinbrüchen mit wenigen Litern Wasser gekommen (Küppers et al. 2014).

Teilrückbau hat bisher Kosten in Höhe von ca. 650 Millionen Euro verursacht (Aachener Nachrichten 2012). Der Reaktorbehälter muss nach einer Abklingphase von einigen Jahrzehnten dann robotisch zerschnitten und schließlich endgelagert werden. Beim AVR gab es ebenfalls Probleme durch den kontaminierten Graphitstaub im System.

- Der Bau des Thoriumhochtemperaturreaktors THTR begann 1971, wurde jedoch erst 1983 mit einer Leistung von 300 MWel in Betrieb genommen und erzeugte erst 1987 zum ersten Mal Strom. 1988 wurde der Reaktor wieder außer Betrieb genommen, da die Finanzierungsrisiken staatlicherseits nicht übernommen wurden. Wie auch bei den anderen Reaktoren gab es große Probleme durch Graphitstaub im Reaktor. Bei einem fehlgeschlagenen Versuch den Staub aus dem Reaktor zu entfernen, kam es zu geringer radioaktiver Freisetzung in die Umgebung. Der Graphitstaub ist zum Teil durch zerbrochene Brennelementkugeln, beim erzwungenen Einfahren der Kontrollstäbe in den Reaktor verursacht worden. Eine der zerbrochenen Kugeln verkantete sich 1985 in einem Rohr und verhinderte die kommerzielle Inbetriebnahme, einer der Gründe für die lange Inbetriebnahmezeit des Reaktors. Ebenfalls entsprach der Kugelfluss durch den Reaktor nicht den Vorhersagen, die Kugeln im Reaktorkern bewegten sich viel schneller, die Kugeln am Rand viel langsamer. Eine Inspektion der Heißgasröhren zwischen Reaktor und Dampferzeuger stieß auf Schäden an Bolzen und anderen Komponenten. Mit dem THTR endete die Entwicklung der HTR Technologie in Deutschland, die Technologie wurde jedoch nach Südafrika und China weiterverkauft.

Tabelle 6-1: Bisherige Erfahrungen mit Hochtemperatur-Reaktoren (HTR)

Reactor	Leistung	Betriebsbeginn bzw. volle Leistung	Stilllegung	Kapazität	Ausgewählte Probleme
Dragon	20 MWth	1965	1976	-	Korrosion an einem Wärmetauscher, Heliumleckagen in den Sekundärkreislauf und von der Reinigungsanlage
Peach Bottom	40 MWe	1.6.1967	1.11.1974	56,9%	Brennstoffversagen, Ausfall der Feuchtigkeitsmessung, Graphitstaub
AVR	15 MWe	19.5.1969	31.12.1988	62%	Brennstoffversagen, Wassereintrich, Öleinbruch, Graphitstaub
Fort St. Vrain	330 MWe	1.7.1979	29.8.1989	15,2%	Heliumleckage, Ausfall der Feuchtigkeitsmessung, Brennstoffversagen, Versagen der Kontrollstäbe
THTR	300 MWe	1.6.1987	29.9.1988	41,3%	Graphitstaub, Zerbrechende Brennelementkugeln
HTTR	30 MWth	1999		-	
HTR-10	10 MWth	2000			

Quelle: (Englert et al. 2017; Ramana 2016) und Öko-Institut

In der Schweiz kam es ebenfalls zu Forschung an einem HTR Konzept. In (Frey et al. 1986) wird das Konzept wie folgt beschrieben: Das schweizerische Konzept eines Heizreaktors wird am EIR

Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung in Würenlingen) entwickelt und beinhaltet eine Nahwärmeversorgung auf der Basis kleiner Heizreaktoren. Diese soll 90 % des Jahreswärmebedarf abdecken, die Restwärme wird über fossil beheizte Spitzenkessel abgedeckt. Es soll also Heisswasser von 70 bis 110 Grad C für die Einspeisung in ein kleines Nahwärmenetz (Kommune, Industrie) produziert werden. Die Leistung soll auf 10 bis 50 MWth begrenzt bleiben. Die Grund-"idee" dieser Reaktoren ist: - sie sollen mit einer einzigen Kernbeladung bis zu 30 Jahren Betriebszeit ermöglichen;- der Betrieb soll weitgehend vollautomatisch ablaufen; - das Reaktorkonzept soll inhärent sicher sein. Das Kerngefäß ist in einem Wasserbehälter von 9 m Höhe und 6 m Durchmesser eingebaut (früher wurde auch das Konzept eines homogenen Heizreaktors mit einer Uranyl-sulfatlösung behandelt (Seyfritz et al. 1985). Der Reaktor ist unterirdisch eingebaut. Bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr soll der Pool und die Wärmeleitung über den Boden lediglich zu einer Erhöhung der Wassertemperatur im Pool nach drei Monaten auf 80 Grad C führen. Es wird in diesem Zusammenhang auch von "walk away"-Sicherheit gesprochen.

Das deutsche Konzept für einen HTR wurde nach Südafrika exportiert. Südafrika verfolgte die Entwicklung eines ökonomisch arbeitenden innovativen HTR für über ein Jahrzehnt. Die Entwicklung wurde jedoch 2010 nach Ausgaben von etwa 1 Milliarde US\$ aus ökonomischen Gründen aufgegeben (Ramana 2016), von denen etwa 80% von der Regierung stammte, 9% vom südafrikanischen Energieunternehmen Eskom, je 5% von Westinghouse und Industrial Development Corporation und 1% von Exelon (ATW 2010). Von der Ministerin für Staatsunternehmen wurde bekannt gegeben, dass die derzeitige Belegschaft der PBMR Ltd. drastisch verkleinert wird auf eine Handvoll Personen, die weiterhin das Know-How halten sollen. Als Gründe wurden angegeben, dass es nicht gelungen sei innerhalb der vereinbarten Frist Drittinvestoren zu interessieren, daher weitere Investitionen in Höhe von 30 Mrd. ZAR (3,3 Mrd. EUR) zu erwarten seien, der Baubeginn der Demonstrationsanlage immer wieder verschoben wurde und Südafrika bei Neubauten Leichtwasserreaktoren der Generation II und III berücksichtigt (ATW 2010). Tatsächlich war ursprünglich die Fertigstellung des Demonstrationsmodells schon für das Jahr 2003 vorgesehen und 2010 wurde von PBMR Ltd bekannt gegeben, dass die Fertigstellung bis etwa zum Jahr 2020 umterminiert wurde (Figg 2010). Während der Planungsphase wurde das Design fünfmal verändert, die letzte Änderung war so signifikant, dass das Umweltverträglichkeitsgutachten (environmental impact assessment) erneuert werden musste. Wurden anfangs 110 MWe anvisiert, später dann 125 und 137 MWe, sah das letzte Design nur noch eine Leistung von 80 MWe vor (Figg 2010). Als Gasaustrittstemperatur waren sehr hohe 950°C vorgesehen.

Bei den Kosten wurden 1998 ursprünglich 1,1 Mrd. ZAR für die Brennstofffabrik und das Pilotkraftwerk angenommen. Schon 2005 wurden die Kosten mit 14,9 Mrd. ZAR abgeschätzt und 2009 mit 32 Mrd. ZAR. Die Kosten beinhalteten dabei weder Betriebskosten noch Brennstoffkosten, Sicherheitsausgaben, Endlagerung, Stilllegung und Versicherungen.

Das südafrikanische Projekt zum Bau eines Hochtemperaturreaktors war von Anfang geprägt von kleinen Lobbygruppen, technisch überzogenen Hoffnungen zwischen nationalem nuklearen Erbe und Prestige sowie dem gespannten Verhältnis zwischen Megaprojekten und Entwicklungsnotwendigkeiten in der jungen Demokratie Südafrikas. Der Soziologe, Ökonom und Aktivist David Figg hat die Zusammenhänge in seinem Artikel zur Geschichte des Kugelhaufenreaktors in Südafrika ausführlich dargestellt (Figg 2010) und kommt zu dem Schluss, dass der Kugelhaufenreaktor geplagt von massiven Kostenerhöhungen und Verzögerung, von Anfang an ungeeignet war die Energieproblematik in Südafrika zu lösen. Trotz dieses finanziellen Desasters sprechen heute die verbliebenen Befürworter der HTR Technologie, wie David Nicholls, Leitender Nuklearingenieur des Konzerns Eskom weiterhin von einem Fenster der Möglichkeiten (Yelland & Potgieter 2017).

6.2.2. Aktuelle Entwicklungsansätze

China hat in den 1980er Jahren mit der Entwicklung eines Hochtemperaturreaktors begonnen. Schon in der Frühphase kam es zu intensiven Kooperationen zwischen Firmen in der Bundesrepublik Deutschland (KFA, Interatom) und dem Institut für nukleare Energietechnologie (INET) der Tsinghua-Universität in Peking. Baubeginn des ersten Prototyps eines Kugelhaufenreaktors in China war 1995. Der HTR-10 wurde dann im Jahr 2000 zum ersten Mal kritisch bei einer Leistung von 10 MWth und einer Gasaustrittstemperatur von 700°C. 2005 beschloss China eine größere Version des HTR-10 zu bauen. Der HTR-PM wird ein Demonstrationskraftwerk mit einer elektrischen Leistung der Turbine von 210 MWe, getrieben durch 2 parallele Reaktoreinheiten. Er wird in der Provinz Shandong erbaut. Baubeginn war 2012, der Reaktor soll 2017 mit dem kommerziellen Betrieb starten (WNN 2016). Ursprünglich sah die Planung nur eine Reaktoreinheit vor mit 458 MWth, das Design wurde 2006 geändert und sieht nun zwei 250 MWth Reaktoreinheiten vor, um das maximale Brennstofftemperaturlimit von 1600°C bei einem Ausfall der Kühlung nicht zu überschreiten (Zhang et al. 2016), so dass die Brennelementkugeln nicht ihre Rückhaltefunktion verlieren, die von (Zhang et al. 2016) mit 1600-1800°C angegeben wird. Der HTR-PM soll bei einer Gasaustrittstemperatur von 750°C betrieben werden (Li 2014) und liegt damit weit unter den Temperaturen eines VHTR. Der HTR-PM stellt nach (WNA 2016c) das „am weitesten fortgeschrittene“ („most advanced“) HTR Projekt dar. Ein Entwurf für einen 600 MWe HTR wurde 2015 erfolgreich überprüft, Baubeginn soll frühestens im Jahr 2021 sein (WNN 2016). Das Konzept sieht den Einsatz von mehreren Reaktoren in modularer Bauweise (Multi-Module) vor und folgt damit der Idee der Small Modular Reaktors (siehe Kapitel 8), das in Deutschland schon vor über 30 Jahren als Alternative vorgesehen war (HTR-Modul, bzw. HTR-100), um die Kosten zu reduzieren und den HTR ökonomisch konkurrenzfähig zu machen (Hahn & Nockenbergl 1989; Reutler & Lohnert 1984). Die Entwickler wollen die Baukosten so auf nur 110-120% der Kosten eines Leichtwasserreaktors gleicher Leistung limitieren (Zhang et al. 2016).

China und Saudi Arabien haben 2016 in einem gemeinsamen „Memorandum of Understanding“ angekündigt gemeinsam einen HTR zu bauen. China erklärte gleichzeitig, dass es nun alle Schlüsseltechnologien der HTR Technologie beherrschen würde (WNN 2016).

In den USA werden Arbeiten zu HTR-Konzepten mit Blick auf die Entwicklung fortgeschrittener Brennstoffkonzepte (TRISO-Brennstoffe) und neuer Materialien für Hochtemperaturanwendungen durchgeführt (DOE 2017c). Seit 2005 wurde das Programm zur Entwicklung eines HTR im Rahmen des „Next Generation Nuclear Plant“ Projekts fortgeführt. Der ausgewählte Reaktor basiert auf AREVA's Steam Cycle High-Temperature Gas-Cooled Reactor (SC-HTGR) mit einer Leistung von 625 MWth, der wiederum auf dem ANTARES Reaktorkonzept von AREVA aufbaut, der 2010 von AREVA als Small Modular Reactor Konzept vorgestellt wurde (AREVA 2017). Der Reaktor sollte von der U.S. Nuclear Regulatory Commission lizenziert und in Idaho, mit substantieller Beteiligung der Industrie gebaut werden (WNA 2016c). In den USA hat die Industrie im letzten Jahrzehnt (2006-2016) über eine Milliarde US\$ an Entwicklungskosten für die Entwicklung des Anlagenkonzepts und Anlagen zur Verwendung der Prozesswärme ausgegeben. Staatlicherseits hat das US DoE über 500 Mio. US\$ für die Brennstoffentwicklung, Graphitqualifikation und Materialforschung ausgegeben. Im Jahr 2014 wurden die weiteren Erforschungs- und Entwicklungskosten für den Brennstoff auf ca. 200 Millionen US\$ bis zum Jahr 2023 geschätzt (Kadach 2016). Für das erste Kraftwerk wurden die Gesamtkosten mit 1,9 Mrd. US\$ staatlicherseits und 3,6 Mrd. US\$ auf Seiten der Industrie abgeschätzt.

In den USA verfolgt desweiteren X-Energy-100 Pläne zur Entwicklung eines gasgekühlten Kugelhaufenreaktors mit 50 MWe, ähnlich wie das chinesische und südafrikanische Konzept. Die Firma hat kürzlich eine Finanzierung von 6 Millionen US\$ vom Department of Energy der USA erhalten.

In Kanada verfolgt StarCore Nuclear ebenfalls ein Konzept mit 20 MWel mit einem auswechselbaren Reaktorkern. Beide Entwicklungen befinden sich in einer sehr frühen Konzeptphase und konnten bisher keine Investoren für die Kosten zur weiteren Entwicklung in Höhe von etlichen hundert Millionen Dollar, bzw. mehreren Milliarden zum Bau eines Demonstrationskraftwerks gewinnen.

In Südkorea gibt es ebenfalls Forschungsbemühungen, dort wurde 2006 ein Programm gestartet, das sich derzeit noch in der Forschungs- und Entwicklungsphase befindet, obwohl ursprünglich mit einem Baubeginn 2016 und einer Fertigstellung bis 2020 gerechnet wurde (WNA 2016b).

Japan betreibt seit 1999 den High Temperature Test Reactor (HTTR) mit 40 MWth Leistung mit prismatischen Brennstoff, der bisher nur kurz seine volle Leistung bei einer Gasaustrittstemperatur von 950°C im Jahr 2004 erreicht hat. Bis 2010 hat der Reaktor zwei Zyklen mit 30 Tagen kontinuierlichem Betrieb und einem Zyklus mit 50 Tagen durchlaufen (Nishihara et al. 2011).

6.2.3. Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand

Das GIF führt zur Entwicklung des VHTR folgende Punkte aus (GIF 2014):

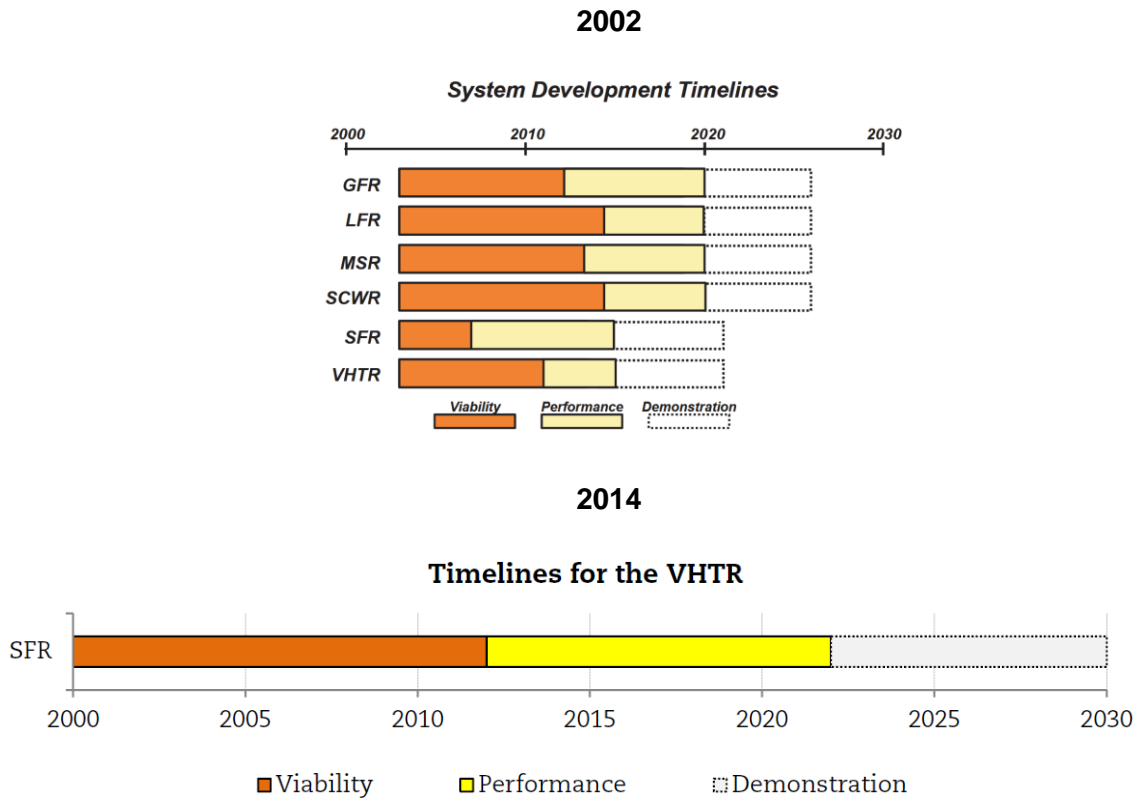
- Die Erhöhung der zulässigen Kernaustrittstemperatur von etwa 800°C auf mehr als 1000°C für die gesamte Betriebszeit.
- Eine zulässige maximale Brennstofftemperatur unter Störfallbedingungen, die eine Höhe von 1800°C erreichen kann.
- Einen zulässigen maximalen Brennstoffabbrand von 150-200 GWd/tHM.
- Die Vermeidung von Leistungsspitzen und Temperaturgradienten im Kern sowie von Heißgassträngen im Kühlgas.
- Begrenzung des strukturellen Schadens von Wasser- oder Lufteinbrüchen.

Damit sind heute die wesentlichen technischen Schwierigkeiten für die Sicherheit sowie eine kommerzielle Nutzung des VHTR nach wie vor ungelöst.

Der Zeitplan des GIF im Jahr 2002 sah den frühest möglichen Beginn der „Performance“-Phase für das Jahr 2011 vor (GIF 2002) mit Beginn der Demonstrationsphase im Jahr 2014 und einem reifen Reaktor 6 Jahre später. Der Zeitplan im Jahr 2014 beinhaltet dagegen schon die Annahme, dass die „Performance“-Phase schon begonnen hat, obwohl nach der Inbetriebnahme des chinesischen Forschungsreaktors HTR-PM kein weiterer Reaktor in dieser Zeit in Betrieb gegangen ist. Hingegen wurde angenommen, dass die Demonstrationsphase 2022 beginnt und ein fertiges Konzept dann bestenfalls in 2030 vorliegen könnte.

vier Jahre später aus heutiger Sicht ist davon auszugehen, dass im besten Fall erst 2035 mit einem kommerziellen Reaktor gerechnet werden könnte, realistischer ist eher 2040-2045 angesichts des massiven Forschungs- und Entwicklungsbedarfs. Entsprechende reine F&E Kosten betragen nach Schätzung des GIF im Jahr 2002 etwa eine halbe Milliarde US\$ (GIF 2002) ohne den Bau eines Forschungs- oder Demonstrationsreaktors. Angesichts der getätigten Investitionen in F&E in China und Südafrika und dem derzeitig erreichten Stand der Entwicklung, ist mit Sicherheit mit weiteren F&E Kosten in Höhe von mehreren Milliarden US Dollar zu rechnen.

Abbildung 6-2: Zeitplan für die Entwicklung des VHTR nach Schätzung des Generation IV International Forum - 2002 vs. 2014



Quelle: (GIF 2002, 2014)

Aus der bisherigen Betriebserfahrung von HTR lassen sich folgende Schlüsse ziehen:

- Die für den ökonomischen Betrieb relevanten sehr hohen Betriebstemperaturen sorgten immer wieder für Korrosionsproblematiken und Schäden an den Rohrleitungen und im Dampferzeuger. Da aufgrund der verstärkten Diffusionsprozesse bei hohen Temperaturen Spaltprodukte aus der Brennstoffmatrix in das Kühlmittel diffundieren – auch schon bei Betriebstemperaturen und vermehrt bei höheren Temperaturen – entsteht radioaktive Kontamination im Primärkreislauf. Verstärkt wird dies durch TRISO-Partikelversagen und Brennelement- bzw. Kugelversagen (Zerbrechen). Dies ist insbesondere problematisch, da sich Spaltprodukte am unvermeidlichen Graphitstaub im Reaktor festsetzen, der sich wiederum an unzugänglichen Stellen des Reaktors absetzt und remobilisierbar ist.
- Die bisherigen Erfahrungen waren gekennzeichnet durch unzuverlässigen Betrieb bei niedriger Verfügbarkeit.

6.3. Bewertung

Unter Berücksichtigung der oben dargestellten Informationen erfolgt im Weiteren eine Abschätzung der Erreichbarkeit wesentlicher postulierter Ziele von Hochtemperaturreaktoren. Dabei wird auch auf spezifische Probleme dieser Konzepte eingegangen.

6.3.1. Sicherheit

Der HTR ist eines der Reaktorkonzepte, die als inhärent sicher bezeichnet werden. Im Falle des HTR wird dies oft auf die Eigenschaft eines negativen Temperaturkoeffizienten bezogen.²⁴ „Physikalisch geht es um den Brennstofftemperaturkoeffizienten, der bei allen Druck- und Siedewasserreaktoren negativ ist. Dass er beim THTR [allen HTR] auch negativ ist, ist also nicht spezifisch. Diese Eigenschaft ist für die Regelung extrem wichtig. Sie bedeutet nämlich, dass bei einer Abkühlung des Brennstoffs die Wärmeproduktion ansteigt und umgekehrt bei einer Temperaturerhöhung die Wärmeproduktion abfällt. Das Kühlmittel kühlt die Brennstäbe, die Leistung steigt an. Kommt es aus irgendwelchen Gründen zum plötzlichen Temperaturanstieg, so wird die Leistung abgesenkt, Hätte man diese Eigenschaft nicht so müsste man ständig Leistungsexkursionen befürchten. Durch den sog. positiven Void-Koeffizienten (Blasenbildung im Kühlmittel lässt die Reaktivität plötzlich ansteigen) ist dies aber beim Siedewasserreaktor und beim natriumgekühlten Schnellen-Brüter bei Störfällen möglich“ (Frey et al. 1986).

Desweiteren werden die hohen Wärmekapazität des Systems und das damit relativ träge Temperaturverhalten des Reaktors als Sicherheitsmerkmal angeführt. Da Helium weitgehend inert gegenüber Wechselwirkungen mit Neutronen ist, hat ein Kühlmittelverluststörfall nur Auswirkungen auf die Kerntemperatur, im Gegensatz zu einem LWR. Aufgrund des eingesetzten Brennstoffs kommt es auch nicht wie bei Schnellen Reaktoren bei einem Kühlmittelverluststörfall zu einer schnellen Leistungsexkursion mit der möglichen Folge einer Kernschmelze. Ein Kritikalitätsunfall durch einen Kühlmittelverluststörfall ist im Falle eines HTR durch die Auslegung des Reaktors abgedeckt. Bei einem Ausfall der Kühlung, bei Kühlmittelverlust (Druckverlust) oder Verlust der Wärmenenke kühlt sich bei entsprechender Auslegung der Reaktor selbst durch die einsetzende Naturkonvektion des Kühlgases. Der Reaktor muss allerdings gegen ein unbeabsichtigtes Ausfahren der Kontrollstäbe ausgelegt sein. Die Notabschaltung erfolgt beim Kugelhaufenreaktor durch Regelstäbe oder durch das Einfallen von neutronenabsorbierenden Kugeln mittels Schwerekraft, die auch zur Langzeitabschaltung dienen. Um den Reaktor später wieder anzufahren, müssen diese wieder aus dem Kugelhaufen entfernt werden.

Ein HTR könnte durch dieses selbstregulierende Verhalten so ausgelegt werden, dass ein Überhitzen des Brennstoffs für Kühlmittelverluststörfälle ausgeschlossen wird (zu Wasser- oder Lufteinbruch s.u.). Als Kriterium wird allgemein eine maximale Brennstofftemperatur von 1600°C angenommen. Wird diese Temperatur überschritten kommt es durch die temperaturabhängigen Diffusionsprozesse zu einem Versagen der Rückhaltefunktion der Partikel-Beschichtung und des umgebenden Graphits und zu einer Freisetzung von Radioaktivität. Es gibt gute Gründe den Begriff der inhärenten Sicherheit für kein Reaktordesign ohne eine entsprechende Spezifizierung zu verwenden. Die IAEA initiierte 1987 eine sorgfältige Überprüfung der Definition von sicherheitsrelevanten Begriffen im Zusammenhang mit Kernkraftwerken und ein technisches Komitee traf sich 1988 und kam im Abschlussdokument nach (Englert et al. 2017) zum Schluss:

“Potential inherent hazards in a nuclear power plant include radioactive fission products and their associated decay heat, excess reactivity and its associated potential for power excursions, and energy releases due to high temperatures, high pressures and energetic chemical reactions. Elimination of all these hazards is required to make a nuclear power plant inherently safe. For practical power reactor sizes this appears to be impossible. Therefore the unqualified use of ‘inherently safe’ should be avoided for an entire nuclear power plant or its reactor. (IAEA 1991; Martensson 1992)

²⁴ Es gibt mehrere Reaktivitätskoeffizienten, die jeweils angeben, ob die Veränderung einer Größe am Reaktorsystem zu einer Reaktivitätszunahme oder -abnahme führt. Neben dem Temperaturkoeffizienten und dem Dampfblasenkoeffizient (Void-Koeffizient) gibt es noch andere wie den Bohrgelhalt-Koeffizient oder Druck-Koeffizienten etc.

6.3.1.1. TRISO Brennstoff und maximale Reaktortemperaturen

Die Form des Brennstoffs als TRISO Partikel ist ein essentielles Element im Sicherheitskonzept von HTRs. Die Sicherheitsphilosophie basiert dabei auf der Prämisse, dass unter allen normalen Betriebsbedingungen und bei Auslegungstörfällen die Integrität der Partikel erhalten bleibt.²⁵ Wenn also die Brennstoffintegrität selbst unter Störfallbedingungen erhalten bleibt, bleibt das radioaktive Inventar in der Brennstoffmatrix der TRISO Partikel in den Graphitkugeln sicher eingeschlossen. Das Resultat wäre dann ein relativ geringer Quellterm und eventuelle Umweltauswirkungen wären innerhalb zulässiger Grenzwerte der entsprechenden Genehmigungsbehörde. Ein HTR muss daher so ausgelegt sein, dass ein Überhitzen des Brennstoffs ausgeschlossen ist. Als Kriterium wird allgemein eine maximale Brennstofftemperatur von 1600°C angenommen. Wird diese Temperatur überschritten kommt es durch die temperaturabhängigen Diffusionsprozesse zu einem zunehmenden Versagen der Rückhaltefunktion der Partikel-Beschichtung und des umgebenden Graphits und zu einer Freisetzung von Radioaktivität.

Entsprechend dieser Überlegung müsste daher eine Sicherheitsüberprüfung zeigen, dass unter Störfallbedingungen die Brennstofftemperatur unterhalb von 1600°C bleibt. Eine jüngere Studie kommt daher zu dem Schluss, dass die inhärente Sicherheit des dort untersuchten Reaktorkonzepts darin besteht, dass in den untersuchten spezifischen Szenarien, die von den Autoren als „extreme Kombination (extreme combination)“ beschrieben wird, hypothetisch nur 1536°C beträgt. (Englert et al. 2017; Kindt & Haque 1992)

Die Annahme, dass es einen Schwellenwert von 1600°C gäbe, unterhalb dessen keine radioaktiven Stoffe aus den Brennstoffpartikeln diffundieren, wäre jedoch irreführend. Dies betrifft auch Begriffe wie „leaktight“ (IRSN 2015). Selbst unter normalen Betriebsbedingungen diffundiert ein kleiner Teil der radioaktiven Spaltprodukte aus den Brennstoffpartikeln und durch die Graphitmatrix in das Kühlgas. Die Diffusion tritt dann verstärkt auf, wenn die Beschichtung der Brennstoffpartikel beschädigt ist. Dies kann bei einer industriellen Fertigung der Brennstoffpartikel nicht vollständig verhindert werden. Die Fehlerquote beträgt etwa $3 \cdot 10^{-5}$ Anteil an fehlerhaften Partikeln während der Produktion (IRSN 2015). Ebenfalls können während des Abbrands Partikel versagen, für das HTR-Modul etwa wurde eine Quote von etwa $2 \cdot 10^{-5}$ festgestellt (IRSN 2015). Partikelversagen kann durch eine Reihe von Mechanismen einsetzen. Die Siliziumcarbidschicht kann durch Palladium beeinträchtigt werden, gasförmige Spaltprodukte können zu internem Gasdruck führen, Bestrahlung kann zu einem Schrumpfen der Partikel führen, Temperaturgradienten im Graphit können zu Migration von Brennstoffpartikeln führen und es kann zur chemischen Interaktion zwischen dem Graphit der Beschichtung und den Brennstoffpartikeln kommen (Englert et al. 2017). Die Abbrandabhängigkeit des Partikelversagens ist noch nicht vollständig verstanden (IRSN 2015; Moormann 2011). Partikelversagen kann auch durch Wasser- oder Lufteinbruch in den Reaktor auftreten (s.u.), bzw. durch Zerschlagen oder Beschädigung der Brennstoffkugeln, wie etwa im THTR, in dem etwa 17000 Kugeln beschädigt wurden.

Die Diffusionsrate ist stark temperaturabhängig und spezifisch für die einzelnen radioaktiven Elemente. So ist etwa die Diffusionsrate des radioaktiven Silber-110 15-fach höher als die für Cäsium-137 (Minato et al. 2000). Beides sind starke Gammaemitter und die Freisetzung in den Kühlgasstrom hat Auswirkungen auf den Betrieb, die Ökonomie des Reaktors (Rückbau) und die Si-

²⁵ In den Worten von zwei Mitgliedern der South African Nuclear Regulatory Commission, die mit der Begutachtung des Kugelhaufenreaktors beauftragt waren: „safety design philosophy... is based on the premise that the fuel adequately retains its integrity to contain radioactive fission products for all normal operating and design basis accident conditions, thereby allowing radiological safety to be assured.“ (Clapison & Mysen 2002) Oder in der Beschreibung eines Panels der U.S. NRC: „TRISO-coated particle fuel particles are intended to stay intact and effectively retain and contain fission products during normal operation as well as during postulated accidents.“ (Morris et al. 2004)

cherheit (Englert et al. 2017). Die Diffusionsvorgänge sind auch auf einer fundamentalen Ebene, etwa für Silber-110, noch nicht vollständig verstanden (IRSN 2015; Kim et al. 2015).

Die Freisetzung bleibt für niedrige Temperaturen zwar gering. Temperaturtests haben aber gezeigt, dass bei 1600°C kein „cliff edge“ Effekt einsetzt, sondern auch schon bei geringeren Temperaturen insbesondere metallische Spaltprodukte freigesetzt werden. Die Begründung für das 1600°C Limit erfolgte im deutschen Brennstoffentwicklungsprogramm daher aufgrund der statistischen Analyse des einsetzenden Partikelversagens unter Störfallbedingungen. Für das HTR-MODUL Design wurde daher der Temperaturgrenzwert auf 1600°C festgelegt, entsprechend einem Partikelversagen von $6 \cdot 10^{-5}$. (IRSN 2015) Dieser Grenzwert ist daher spezifisch für die moderaten Bedingungen des HTR-MODUL, für den der Brennstoff qualifiziert wurde.

Freigesetzte, nicht gasförmige Spaltprodukte können sich am Graphitstaub im Reaktor festsetzen. Graphitstaub ist in einem HTR nicht zu vermeiden und verteilt sich durch das heiße Helium im gesamten Kühlkreislauf des Reaktors. Der Staub setzt sich vor allem an kalten Teilen des Reaktors und an Biegungen und Ecken ab. Bei Störfällen kann der Graphitstaub dann wieder mobilisiert werden (z.B. Auswaschung bei Wassereinbruch) und zum Quellterm beitragen. Das Verhalten von Graphitstaub unter Störfallbedingungen ist bisher nicht gut verstanden.

Zusammengefasst kann gesagt werden, dass das 1600°C Limit, aber auch ein niedrigeres Temperaturlimit die Rückhaltefähigkeit des Brennstoff überschätzt. Ob und wieviel Radioaktivität während eines Störfalls freigesetzt wird, hängt dabei von den maximalen Temperaturen im Brennstoff, der Zeitdauer des Überschreitens einer kritischen Temperatur, dem Verhalten des Brennstoffs unter korrosiven Bedingungen, der Bestrahlungsgeschichte und der Fehlerquote bei der Brennstofffertigung ab. Diese Parameter unterliegen Unsicherheiten, die bei einer Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden müssen, insbesondere dann, wenn das Reaktorkonzept keine druckdichte Containment vorsieht. (Englert et al. 2017)

6.3.1.2. Wassereinbruch

Der Reaktor muss gegen Wassereinbruch ausgelegt werden, indem die maximal eindringende Wassermenge limitiert wird und der Reaktor für die zusätzliche Reaktivität ausgelegt ist. Ein Wassereinbruch führt zu einem Reaktivitätseintrag in den Reaktor, da der Reaktor erstens untermoderiert ist und zweitens Wasser ein besserer Moderator ist als Helium. Tritt Wasser in den Kern ein erhöht sich die Reaktivität und die Leistung des Reaktors. Dies führt zu einem Temperaturanstieg. Durch den negativen Temperaturkoeffizienten sinkt bei steigender Temperatur die Reaktivität und wirkt dem positiven Reaktivitätseintrag durch einen Wassereinbruch entgegen. Wenn der Wassereinbruch groß genug ist, kann der negative Temperaturkoeffizient den Eintrag an positiver Reaktivität allerdings nicht schnell genug kompensieren (Zhang et al. 2005). In diesem Fall steigt die Temperatur der Brennelemente, was zu Brennstoffversagen und der Freisetzung von Spaltprodukten in den Reaktorkern führen kann.

Wasser reagiert ebenfalls mit dem heißen Graphitstrukturen im Reaktorkern und mit den Graphit der Brennstoffkugeln, es entsteht entflammbares Wassergas, eine Mischung aus Kohlenstoffmonoxid und Wasserstoff. Der Eintritt von Dampf und Wassergas führt zu einem Druckanstieg im Primärkreislauf, der wiederum zum Öffnen von Sicherheitsventilen und zur Freisetzung von radioaktiven Isotopen und explosiven Gasen in das Reaktorgebäude führen kann (Englert et al. 2017). Im Falle des deutschen AVR kam es 1978 zum Einbruch von 30 Tonnen Wasser in den Reaktorkern, wobei der Reaktor damals für einige Tage bei niedrigerer Leistung weiterbetrieben wurde (Moormann 2008a, 2008b). Die Kombination aus der maximalen Brennstofftemperatur, der Betriebstemperatur und dem negativen Temperaturfeedback (Reaktivitätskoeffizient) bestimmt die

maximal kompensierbare zusätzliche Reaktivität durch einen Wassereinbruch. Für den Sicherheitsnachweis wird ein Einbruch einer bestimmten Menge an Wasser mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit unterstellt, der vom System beherrscht werden kann, ohne dass die maximale Brennstofftemperatur überschritten wird.

6.3.1.3. Lufteinbruch

Wenn im Primärkreislauf ein oder mehrere Lecks entstehen, kann Luft in den Reaktor eindringen. Durch den eindringenden Sauerstoff wird Graphit oxidiert. Je nach Ort des Lufteinbruchs betrifft dies die Reaktoreinbauten aus Graphit oder die Graphitummantelung des Brennstoffs. Ebenfalls wird die Temperatur im Reaktor durch die positive Enthalpie des Oxidationsprozesses erhöht. Bei einer hinreichend großen Menge an eindringender Luft kann die Temperatur die maximale Brennstofftemperatur überschreiten und zu Brennstoffversagen führen, selbst in Reaktoren mit relativ niedriger Leistung (200 MWth) (Englert et al. 2017; Moormann 2011). Aufgrund der Leakage im Primärsystem bei Lufteinbruch kann Radioaktivität dort auch austreten.

6.3.1.4. Unsicherheiten im Sicherheitsnachweis

Nach wie vor bestehen mehrere Unsicherheiten, die für einen möglichen Sicherheitsnachweis relevant sind.

- Brennstoffverhalten: Im Falle des Kugelhaufenreaktors war die Genauigkeit mit der das Fließverhalten der Kugeln im Reaktor modelliert wurde bisher begrenzt. An Verdichtungen der Kugeln kann es zu Temperaturspitzen im Reaktor kommen. Die Modellierung ist auch deswegen schwierig, da eine Temperaturmessung im Reaktorkern (Kugelhaufen) selbst während des Reaktorbetriebs nur bedingt möglich ist. Der Kern verändert sich beständig und die maximale Temperatur kann z.B. nur im Nachhinein festgestellt werden, indem spezielle Messkugeln untergemischt werden, die nach Verlassen des Reaktorkerns dann ausgewertet werden. Jede Messapparatur ist einer sehr korrosiven und hochradioaktiven Umgebung ausgesetzt, so dass es zu Ausfall von Instrumenten kommt, deren Austausch sehr schwierig ist. Im deutschen AVR wurde erst im Nachhinein festgestellt, dass an einigen Stellen die Maximaltemperatur im Kern um mehr als 200°C höher war als vorhergesehen (Moormann 2008b).
- Der mögliche Quellterm ist schwer zu bestimmen. Im Falle eines Wasser- oder Lufteinbruchs beinhaltet der Quellterm Spaltprodukte, die sich an metallischen Oberflächen in Winkeln oder Rohrbiegungen in Form von Graphitstaub abgesetzt haben. Die Partikel können abgewaschen oder abgeblasen werden und dadurch remobilisiert werden. Wenn ein Reaktor viele Jahre in Betrieb war, könnte der Quellterm für eine Freisetzung viel größer sein als theoretische Berechnungen nahelegen, insbesondere, da das Verhalten von Graphitstaub bisher nicht vollständig verstanden ist.
- Das genaue Verhalten des Kühlgases in einem Kugelbett ist bisher nicht ausreichend verstanden. Die numerische Simulation des Heliumgasstroms im Reaktor ist extrem komplex und die Strömungsmechanik im Kugelbett und im ganzen Reaktor schwer zu modellieren. Wie bereits dargestellt ist auch eine kontinuierliche Temperaturüberwachung sehr aufwändig (Shams et al. 2014).

6.3.2. Ressourcen und Brennstoffversorgung

(Hahn & Nockenbergs 1989) stellen fest:

Eine wichtige Option bei der Planung der ersten HTR-Anlagen war die Nutzung des Uran/Thorium-Brennstoffzyklusses zur Streckung der Uranvorkommen. Dazu sollte die Umwandlung von Thorium in spaltbares Uran-233, als Alternative zum Schnellen Brüter, der aus Uran-238 spaltbares Plutonium erbrütet, genutzt werden.

Diese Option setzt jedoch eine Wiederaufarbeitung der abgebrannten HTR-Brennelemente, also eine Abtrennung des erbrüteten Uran-233 aus diesen Brennelementen, voraus. Doch schon Mitte der 80er Jahre wurden Versuche zur Wiederaufarbeitung von abgebrannten HTR-Brennelementen eingestellt. Ab diesem Zeitpunkt wurde für diese nach Möglichkeiten der direkten Endlagerung gesucht, da sich die Wiederaufarbeitung als weder technisch noch ökonomisch sinnvoll erwiesen hat.

Außerdem würde sich eine Wiederaufarbeitung für den Uran/Thorium-Kreislauf weitaus schwieriger als die in diesen Versuchen untersuchte Wiederaufarbeitung für den Uran/Plutonium-Zyklus gestalten [...]. Des Weiteren dauert die Umwandlung von Thorium in Uran-233 relativ lange und ist mit einer starken Kontamination vor allem durch Uran-232 verbunden, einem sehr energiereichen Gammastrahler, der schwer abzuschirmen ist. (Hahn & Nockenbergs 1989)

Für die Herstellung der HTR-Brennelemente werden spezielle Brennelementfabriken benötigt (siehe Kapitel 4.1), die die TRISO Partikel in ausreichender Qualität und Quantität herstellen könnten. In Deutschland wurde der Brennstoff bei der Firma HOBEG, eine ehemalige Tochterfirma der Nukem, hergestellt (Hahn & Nockenbergs 1989).

6.3.3. Abfallproblematik

Bereits (Hahn & Nockenbergs 1989) stellen fest:

Nachdem Mitte der 80er Jahre klar war, daß eine Wiederaufarbeitung von HTR-Brennelementen weder technisch noch ökonomisch sinnvoll ist, mußte für die geplante direkte Endlagerung ein Konditionierungskonzept entworfen werden.

Aus wirtschaftlichen und technischen Schwierigkeiten wurde die zivile Wiederaufarbeitung von HTR-Brennelementen zugunsten der direkten Endlagerung aufgegeben. Für die direkte Endlagerung gibt es jedoch kein sicheres Konditionierungskonzept und vor allem weltweit kein sicherheitstechnisch akzeptables Endlager. [...]

Untersucht wurden dazu versuchsweise verschiedene Konditionierungsvarianten wie Zementierung, Sandverfüllung und Salzverfüllung auf Verhalten unter Druck und Temperatur. Die Untersuchungen kommen zu dem Schluß, daß der Katalog der Randbedingungen noch vervollständigt werden muß, bevor eine endgültige Festlegung des Gebindekonzeptes erfolgen kann. Das bedeutet, daß auch heute noch kein sicheres Konditionierungskonzept vorliegt.

Im Vergleich zu LWR Brennstoff kommen andere Materialien zum Einsatz, insbesondere Graphit, die den Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers beeinflussen. Dadurch ist bei Einsatz eines HTR ein anderer Langzeitsicherheitsnachweis notwendig.

6.3.4. Ökonomie

Wie bei anderen Konzepten muss auch beim HTR eine Abwägung von ökonomischen Argumenten mit Sicherheitsüberlegungen vorgenommen werden. Ein dieser Abwägungen betrifft die Notwendigkeit für ein Containment mit Druckentlastung, um Kosten zu sparen. Eine andere ist die ökonomisch getriebene Wahl eines untermodierten Reaktordesigns, was bei Verwendung eines Sekundärkreislaufs zur Möglichkeit für einen Reaktivitätseintag bei Wassereintritt in den Reaktorkern führt. Ebenso beruht die Wahl eines dampfgetriebenen Sekundärkreislaufs ebenfalls zum Teil auf ökonomischen Überlegungen, Gasturbinen sind komplexer und teuer, Wassereintritt wäre allerdings wesentlich unwahrscheinlicher (Englert et al. 2017).

Weil die Integrität der Brennstoffkugeln temperaturabhängig ist, erhöhen sich die Sicherheitsmargen bei niedrigeren Betriebstemperaturen, während höhere Betriebstemperaturen einen höheren Wirkungsgrad zur Stromgewinnung und bei industrieller Nutzung der Wärme ermöglichen. Höhere Betriebstemperaturen ermöglichen daher eine ökonomischere Nutzung. Die Abwägung wird hier zusätzlich durch die Unsicherheiten bezüglich der Bestimmung des Temperaturprofils im Reaktor erhöht (Englert et al. 2017).

Aufgrund der geringen Leistungsdichte im Reaktor werden beim ökonomisch günstigen Hochskalieren der Reaktorleistung aktive Systeme zur Kühlung der Nachzerfallswärme des Reaktors notwendig, die Eigenschaft der inhärenten Sicherheit durch passives Kühlen der Nachzerfallswärme geht verloren. Schließlich ist das Volumen des Reaktors aufgrund der Kühlmöglichkeiten begrenzt und die maximale thermische Leistung eines HTR daher geringer als die von LWR. Dies begrenzt mögliche Kostenreduktionen pro Reaktor bei Erhöhung der nominellen Reaktorleistung. Selbst bei modularer Bauweise – mehrere Reaktoren betreiben eine gemeinsame Turbine – gehen chinesische Entwickler heute davon aus, dass sich die Baukosten nur auf 110-120% der Kosten eines Leichtwasserreaktors gleicher Leistung limitieren lassen (Zhang et al. 2016).

Durch die Radioaktivität im Primärkreislauf eines HTR, durch Graphitstaub aus Abrieb und Schäden an den Brennstoffkugeln, ist die Stilllegung des Reaktors radiologisch aufwändiger als bei anderen Reaktoren. Im Falle des AVR betrug die Menge an Staub im Primärkreislauf geschätzte 46-200 kg mit einer Aktivität von 2-96 GBq/kg Caesium-237 und 90-363 GBq/kg Strontium-90 (Schlögel 2009) „a permanent and virtually undepletable source of serious contamination“ (Wahlen et al. 2000).²⁶

6.3.5. Proliferation

Zur Proliferationsproblematik von Thoriumbrennstoffen siehe Kapitel 4.1.6. Da Uranbrennstoffe wie bei Leichtwasserreaktoren auf bis zu 19% Uran-235 Anteil angereichert werden müssten, wäre für diese Brennstoffe ebenfalls die in Hinblick auf Proliferation sensitive Urananreicherung notwendig. Beim Einsatz von Thoriumbrennstoffen ist es außerdem notwendig einen entsprechenden Anteil an Spaltmaterial im Brennstoff zu haben (Uran-233, Uran-235 oder Plutonium). Uran-233 oder Plutonium müsste zuvor separiert worden sein oder es müsste angereichertes Uran (Uran-235) beim ersten Anfahren des Reaktors verwendet werden.

Wird Uranbrennstoff eingesetzt sind bezüglich der Proliferationsproblematik HTR Konzept was die Abzweigung von Plutonium angeht ähnlich einzuschätzen wie schwerwassermoderierte Reaktorsysteme. Beide Systeme sind bezüglich der Plutoniumabzweigung weniger proliferationsresistent als Leichtwasserreaktoren. Dies betrifft neben der erzeugbaren Menge an Plutonium und dessen

²⁶ Die Menge an radioaktiven Isotopen im Primärkreislauf ist teilweise auf die Verwendung von defekten Brennelementen und Versuchen mit Brennelementen zurückzuführen, deren Rückhaltefähigkeit beeinträchtigt war.

Waffenqualität insbesondere die Möglichkeit während des Betriebs Brennstoff, je nach Abbrand der Kugel und damit dem Plutoniumgehalt und dessen Isotopenvektor, aus dem Reaktor zu entnehmen. Bei Kugelhaufenreaktoren könnten so einzelne Kugeln aus dem Kugelfluss abgezweigt werden. Mit Hilfe der Messsignale könnten Kugeln mit dem optimalen Plutoniumgehalt ermittelt und der Entnahmestrecke entnommen und in eine Wiederaufarbeitungsanlage gebracht werden. Dazu wäre lediglich eine Umprogrammierung der Entnahmeapparatur notwendig. Die einzelnen Kugeln sind bei einem Gewicht von ca. 200 g sehr handlich (Hahn & Nockenberger 1989).

Ebenso lassen sich HTR Reaktoren auch zur Gewinnung von Tritium, durch einbringen von Kugeln mit Lithium in das Kugelbett, nutzen. In den USA gab es hierzu in den 1980er Jahren Überlegungen, einen HTR für diesen Zweck zur Gewinnung des Tritiums für das Kernwaffenarsenal der USA einzusetzen, diese wurden dann jedoch wieder aufgegeben (Hahn & Nockenberger 1989). Tritium dient in Kernwaffen als Explosionsverstärker und muss in den Arsenalen der Kernwaffenstaaten regelmäßig ersetzt werden (Halbwertszeit ca. 12 Jahre).

6.4. Fazit

Hochtemperaturreaktoren werden seit etwa 60 Jahren entwickelt. Bisher konnte in keinem Forschungs- und Entwicklungsprogramm ein kommerzieller Reaktor über einen längeren Zeitraum mit hoher Auslastung betrieben werden. Die meisten intensiven Entwicklungsprogramme (Deutschland, USA, Südafrika) brachen bisher in der Phase des Demonstrationskraftwerks ab, aufgrund des Desinteresse seitens der Betreiber wegen Bedenken bezüglich eines zuverlässigen und ökonomischen Betriebs. Aktive Forschungs- und Entwicklungsprogramme finden noch in China und in Japan statt.

Hochtemperaturreaktoren sind besonders mit dem Schlagwort der inhärenten Sicherheit verbunden. Aufgrund der geringen Leistungsdichte im Reaktor und aufgrund des trägen Temperaturverhaltens sind Kühlmittelverluststörfälle nicht das hauptsächliche Risiko. Selbst bei Ausfall der aktiven Kühlung kann der abgeschaltete Reaktor sich selbst kühlen, solange er eine gewisse Größe nicht überschreitet. Sollen diese passiven Sicherheitseigenschaften erhalten bleiben, kann die Leistung des Reaktors (bzw. seine Größe) nicht hochskaliert werden, um die Gesamtkosten zu optimieren. Die Reaktoren würden nur dann ökonomisch attraktiv, wenn sie in modularer Bauweise zusammengeschlossen werden, um gemeinsam die Energie für eine Turbine und einen Generator zu erzeugen.

Eine Kernschmelze ist auch deswegen nicht möglich, da Graphit bis 3500°C nicht schmilzt. Allerdings verlieren die im Graphit eingehüllten 1mm großen beschichteten Brennstoffpartikel (TRISO Brennstoff) ab Temperaturen von 1600°C zunehmend ihre rückhaltende Wirkung und radioaktive Elemente diffundieren aus dem Brennstoff in den Primärkreislauf. Derzeitig wird daher eine maximale Brennstofftemperatur von 1600°C als begrenzend angesehen, manche Autoren berichten auch von 1800°C, die in Zukunft erreicht werden könnten. Die maximale Brennstofftemperatur begrenzt ebenfalls die derzeitige maximale Reaktorleistung auf etwa 250 MWth bei Kugelhaufenreaktoren und 600 MWth bei HTR-Reaktoren mit prismatischen Brennstoff, ohne dass wesentliche passiven Sicherheitseigenschaften (inhärente Sicherheit) verloren gehen, da sich der Reaktorkern an einigen Stellen zu stark erhitzt (über 1600°C) und massiv Radioaktivität in den Primärkreislauf freigesetzt wird.

Die relevanten Unfallszenarien für radioaktive Freisetzung ist daher nicht die Kernschmelze sondern das Eindringen von Wasser und/oder Luft in den Reaktorkern. Wasser kann ab einer bestimmten Menge einen Reaktivitätsunfall auslösen. Der Graphit des Brennstoffs und von Reaktorstrukturen wie der Reaktorwand kann oxidieren und können sich bei Kontakt mit Wasser zerset-

zen bzw. in Verbindung mit Sauerstoff brennen. Eine massive Freisetzung von Radioaktivität ist daher bei Hochtemperaturreaktoren keinesfalls prinzipiell (z.B. durch Eigenschaften der inhärenten Sicherheit) ausgeschlossen und das gestaffelte Sicherheitssystem bisheriger Konzepte müsste weiter gestärkt werden. Idealerweise würde der Reaktor ohne sekundären Wasser-Dampfkreislauf mit einer Heliumturbine betrieben werden, um Wassereintritt zu vermeiden. Bis heute konnte jedoch keine kosteneffiziente Turbine für einen Heliumkreislauf gebaut werden, die den harschen Umgebungsbedingungen standhält.

Der Primärkreislauf eines Hochtemperaturreaktors ist mit radioaktiven Partikeln belastet, die durch Brennstoffversagen (Kugelbruch, bzw. defekte TRISO Partikel) bzw. durch Diffusionsprozesse auch bei normalen Betriebstemperaturen in den Primärkreislauf gelangen. Radioaktive Partikel setzen sich dabei auch auf dem Graphitstaub ab, der sich im Primärkreislauf absetzt und im Fall einer Leckage des Primärkühlkreislaufes austreten kann. Es ist nach wie vor schwierig, den genauen Quellterm für einen Störfall zu ermitteln. Dies beruht u.a. auf Unsicherheiten bezüglich der Position und Verweildauer des Brennstoffs im Reaktor (Kugelhaufen), der Diffusion verschiedener Radioisotope aus dem Brennstoff in den Reaktor, der Modellierung der Temperaturverteilung und der Heißgasströme im Reaktor (Kugelhaufen) und der Ansammlung radioaktiven Graphitstaub im Reaktor sowie der schwierigen Umgebungsbedingungen für Messinstrumente im Reaktorkern.

Mit Hochtemperatursystemen wie dem HTR war ebenfalls immer die Vorstellung verbunden die Prozesswärme zu Verflüssigung von Kohle bzw. zur Produktion von Wasserstoff zu nutzen. Vor allem für die ökonomische Attraktivität war dies ein wichtiges Argument. Vor allem die Wasserstoffproduktion benötigen jedoch Gasaustrittstemperaturen über 850°C, je höher desto effizienter. Dem steht jedoch die maximale Brennstofftemperatur entgegen.

Bezüglich der Abfallproblematik von Uranbrennstoffen ist bei einer direkten Endlagerung kein wesentlicher Unterschied zu den Abfällen aus Leichtwasserreaktoren erkennbar. Allerdings bedarf es für den TRISO Brennstoff anderer Konditionierungskonzepte, die bisher nur unzureichend entwickelt wurden. Auch der radioaktiv belastete Graphit der Reaktorstrukturen stellt eine spezifische Herausforderung dar. Zur Abfallproblematik von Thoriumbrennstoffen siehe Kapitel 4.1.4.

In Hinsicht auf die Proliferation ist beim Einsatz von Uranbrennstoffen ebenfalls Urananreicherung notwendig. Zu Thoriumbrennstoff siehe Kapitel 4.1.6. Kugelhaufenreaktoren sind wegen des laufenden Austauschs des Brennstoff anfälliger gegenüber der Abzweigung von Brennstoff als Leichtwasserreaktoren. Ebenfalls eignen sie sich besonders gut für die Tritiumproduktion zur Explosionsverstärkung von Kernwaffen.

Das Fazit der Studie Öko-Institut Studie von vor dreißig Jahren (Frey et al. 1986) kann direkt übernommen werden:

An die Entwicklung der HTR-Technologie wurden drei wesentliche Erwartungen geknüpft:

Erreichung eines hohen Temperaturniveaus für die Bereitstellung von Prozesswärme für Kohleveredelung und andere Umwandlungstechnologien

Betrieb eines HTR mit geschlossenem Gaskreislauf und integrierter Heliumturbine zur Erzielung hoher energetischer Wirkungsgrade bei der Stromerzeugung gekoppelt mit günstigen Möglichkeiten zur Wärmeauskopplung

Entwicklung eines Uran/Thorium-Brennstoffzyklus mit der Option eines Nahebrütersystems durch die Nutzung des Uran 233.

Keine der drei wesentlichen Erwartungen ist bis heute erfüllt.

[...]

Als Resümee lässt sich feststellen, dass die HTR-Entwicklung konzeptionell nicht über das Stadium eines gasgekühlten, graphitmoderierten Atomkraftwerkes moderner Bauart (AGR) hinaus geht. [...] Eine technologisch begründbare Marktnische ist daher nicht erkennbar, auch nicht bei kleineren Leistungseinheiten, weil hier der Markt insgesamt noch völlig ungesichert ist.

7. Salzschnmelze-Reaktoren (Molten Salt Reactors, MSR)

Salzschnmelze-Reaktoren (Molten Salt Reactors, MSR) wurden vom Generation IV International Forum (GIF) als eines von sechs bevorzugt zu entwickelnden Reaktorkonzepten ausgewählt. Als potenzielle Vorteile eines solchen Systems wurden dabei benannt (GIF 2002):

- MSR würden potenziell eine gute Neutronenbilanz aufweisen, so dass sie sowohl für die Verbrennung von Aktiniden (P&T, vgl. Kap. 4.2) als auch zum Erbrüten neuen Spaltstoffs (vgl. Kap. 4.1) geeignet sein könnten.
- Die hohen Kühlmitteltemperaturen würden neben einem Einsatz zur Stromproduktion auch die industrielle Erzeugung von Wasserstoff ermöglichen.
- Die Salzschnmelze würde geringe Betriebsdrücke aufweisen, was Belastungen für die Komponenten des Kühlsystems reduziere.
- Die Reaktoren wären inhärent sicher aufgrund eines passiven, ausfallsicheren Ablassens der Salzschnmelze in Ablassstanks mit anschließender passiver Kühlung sowie aufgrund des dank einer kontinuierlichen Vor-Ort-Wiederaufarbeitung geringen Inventars an radioaktiven Spaltprodukten.
- Durch die kontinuierliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung und Brennstoffbeladung sei eine hohe betriebliche Verfügbarkeit erreichbar.
- Die Salzschnmelze sei geeignet, eine große Bandbreite an unterschiedlichen Brennstoffzusammensetzungen aufzunehmen, ohne dass dazu die Entwicklung und Herstellung geeigneter fester Brennelemente, vgl. bspw. Kap. 4.1.2, erforderlich sei.

Die wesentliche Charakteristik eines MSR besteht darin, dass als primäres Kühlmittel eine Salzschnmelze verwendet wird. Weiterhin ist in den wichtigsten MSR-Konzepten der Brennstoff in dieser Salzschnmelze (fuel salt) aufgelöst.

Zwar werden gegenwärtig auch Konzepte diskutiert, bei denen die Salzschnmelze lediglich zur Kühlung eines Reaktorkerns mit festen Brennelementen genutzt wird (im Rahmen des GIF beispielsweise der Fluoride salt-cooled High-temperature Reactor, FHR), vgl. (GIF 2014). Solche Konzepte weisen wiederum – bis auf das Kühlmittel - eine große Ähnlichkeit mit FBRs (vgl. Kap. 5) oder HTRs (vgl. Kap. 6) auf. Bestimmte andere zentrale Eigenschaften von MSR-Konzepten, bei denen der Brennstoff in der Salzschnmelze gelöst ist werden von derartigen Konzepten dagegen nicht erfasst. Daher wird auf solche Konzepte im Folgenden nicht detaillierter eingegangen.

Insgesamt wird heute eine große Vielzahl verschiedenster MSR-Konzepte diskutiert, vgl. hierzu auch Kap. 7.2.2.

7.1. Systembeschreibung

Als Referenzreaktor des GIF ist ein MSR mit schnellem Neutronenspektrum (molten salt fast reactor, MSFR) definiert (GIF 2014). Der Reaktor soll eine Leistungsgröße von 3000 MW thermischer Leistung aufweisen (IRSN 2015).

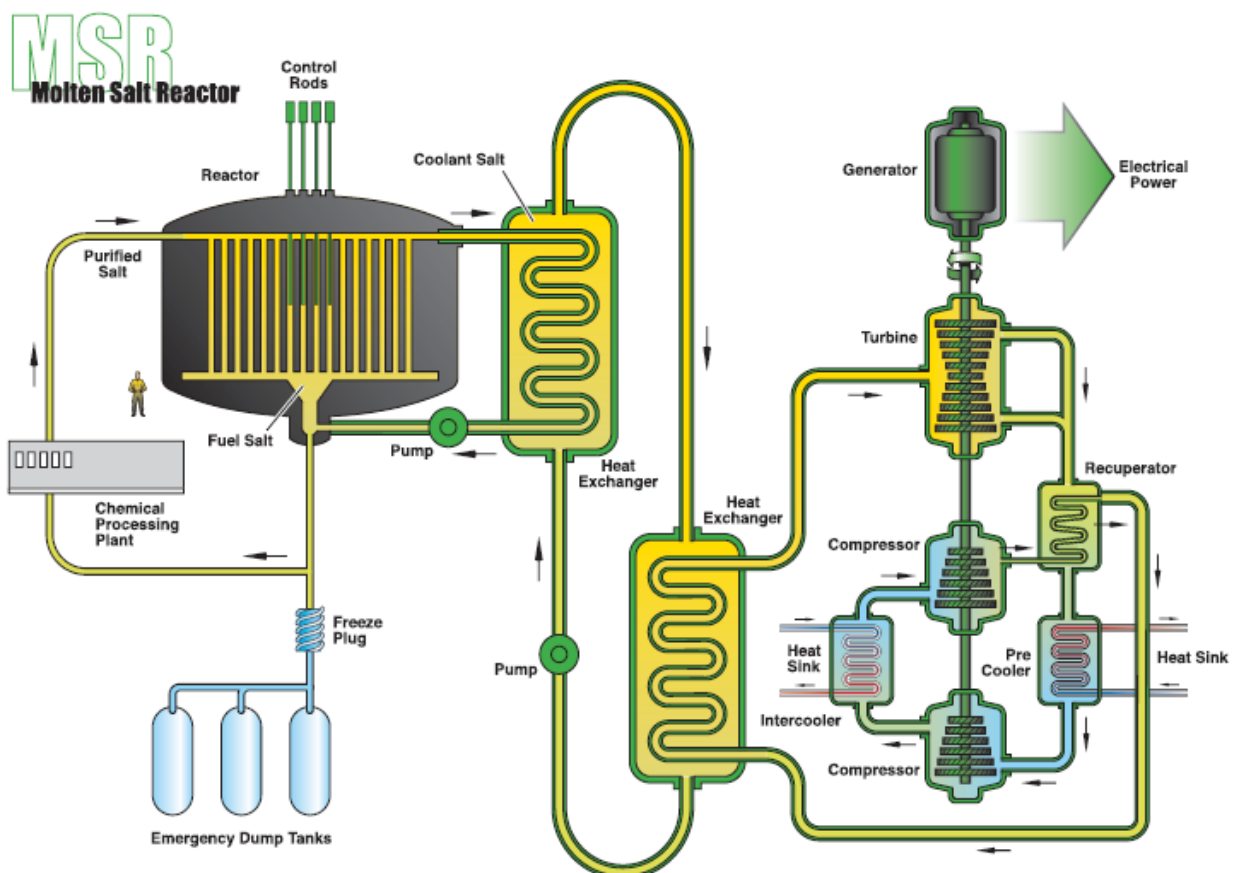
Als Salzschnmelze ist typischerweise ein Fluoridsalz vorgesehen, in dem sowohl der Brennstoff als auch die entstehenden Spaltprodukte in Lösung gehen können. Alternativ werden auch Chloridsalze diskutiert. Als Salze werden vielfach Lithium-, Natrium- oder Zirkoniumfluoride favorisiert, die genaue chemische Zusammensetzung eines Salzes für MSR Anwendungen ist jedoch von verschiedenen Parametern (Neutronenspektrum, Brennstoffzusammensetzung, Betriebstemperaturen, Strukturmaterialien) und daher vom detaillierten Reaktorkonzept abhängig (GIF 2002).

Die Schmelztemperatur typischer für MSR diskutierter Salze liegt bei ca. 500°C, der Siedepunkt im Bereich von 1400°C. Daher sollen derartige Reaktoren Betriebstemperaturen im Bereich von 600-700°C aufweisen, wobei eine Obergrenze aufgrund der Temperaturverträglichkeit der heute diskutierten Strukturmaterialien bei ca. 800°C liegt (GIF 2002). Da das Kühlmittel (Salzschmelze) bei diesen Temperaturen nicht siedet, steht der primäre Kühlkreislauf eines MSR nicht unter hohem Druck, wie dies bei wassergekühlten Reaktoren der Fall ist.

Die Salzschmelze durchläuft einen aktiven Kernbereich (Reaktor), im dem die Kettenreaktion zur Energieerzeugung aufrechterhalten und dabei der in der Salzschmelze befindliche Brennstoff gespalten wird, siehe Abbildung 7-1. Grundsätzlich kann ein MSR sowohl mit thermischem wie mit schnellem Neutronenspektrum betrieben werden. Ist ein thermisches Spektrum vorgesehen, so findet im Kernbereich eine Neutronenmoderation statt, wofür Graphit als Moderator eingesetzt werden soll. Bei MSR mit schnellem Neutronenspektrum (MSFR) entfällt der Moderator im Kernbereich. Je nach konkretem Design kann die Kettenreaktion im Reaktor durch Steuerstäbe (Control Rods) kontrolliert oder aufgrund der thermischen Rückkopplungseffekte der Salzschmelze (wie beim MSFR geplant) selbstständig stabilisiert werden.

Im MSFR-Konzept ist neben der Salzschmelze mit dem Brennstoff eine weitere Salzschmelze mit Thoriumfluorid zum Erbrüten von neuem Spaltmaterial vorgesehen (GIF 2011b).

Abbildung 7-1: Konzeptdarstellung eines MSR



Quelle: (GIF 2002)

Außerhalb des Kernbereichs ist die Salzschnmelze aufgrund der geometrischen Bedingungen unterkritisch, so dass hier nur die radioaktive Zerfallswärme (Nachzerfallsleistung) frei wird. Die aufgeheizte Salzschnmelze wird mittels Pumpen (Pump) durch einen Wärmetauscher (Heat Exchanger) gefördert, in dem die Energie auf einen sekundären Kühlkreislauf übertragen wird. Die Salzschnmelze im primären Kühlkreislauf wird innerhalb weniger Sekunden einmal umgewälzt. Im sekundären Kühlkreislauf wird ebenfalls eine Salzschnmelze (coolant salt) eingesetzt, dieser überträgt die Energie über einen weiteren Wärmetauscher auf einen dritten Kühlkreislauf. In diesem kann beispielsweise Wasser verdampft werden, um damit eine Turbine (Turbine) und damit den Generator zur Stromerzeugung anzutreiben. Alternativ werden auch sekundärseitige Heliumkühlkreisläufe diskutiert. Die verbleibende Abwärme wird an eine externe Wärmesenke (Heat Sink), also beispielsweise einen Fluss oder das Meer abgegeben. In manchen Konzepten ist aufgrund der hohen Betriebstemperatur auch eine Anwendung zur industriellen Produktion von Wasserstoff vorgesehen.

Ein zentrales Sicherheitselement von MSR stellen sogenannte Ablasstanks (Emergency Dump Tanks) dar. Bei Störungen am Reaktor soll die flüssige Salzschnmelze in diese Tanks abgelassen werden, wo sie durch geeignete Systeme gekühlt werden soll. Aufgrund der geometrischen Anordnung soll in diesen Ablasstanks die Unterkritikalität der Salzschnmelze garantiert sein. Bei Störungen der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorsystem soll das Aufschmelzen eines Stopfens (Freeze Plug) passiv, d. h. ohne externe Schalthandlungen oder externe Energiezufuhr ein Ablassen der Salzschnmelze in die Ablasstanks sicherstellen. In manchen Konzepten ist vorgesehen, durch große Wassertanks eine passive Kühlung der Ablasstanks zu gewährleisten. Um den Reaktor zu betrieblichen Zwecken (wie Inspektionen oder Reparaturmaßnahmen) zu entladen kann darüber hinaus auch ein gezieltes Ablassen der Salzschnmelze über Ventile erfolgen. Das Konzept der Ablasstanks war auch in historischen MSR-Konzepten vorgesehen, wenn auch nicht gesondert hervorgehoben, vgl. Kap. 7.2.1 und dort speziell Abbildung 7-2.

Als Brennstoff für einen MSR wird vor allem eine Thorium-Uran-Mischung diskutiert, grundsätzlich sind jedoch auch Kombinationen mit einem Uran-Plutonium-Brennstoff möglich. Für das Konzept des GIF gilt seit 2008 ein Brennstoff auf Thorium-Basis als Referenz (GIF 2014).

Da es sich beim MSR um einen flüssigen Brennstoff handelt, kann eine kontinuierliche Be- und Entladung des Reaktors stattfinden, ohne dass der Reaktor hierzu abgeschaltet werden muss. Dies soll auch zu einer hohen betrieblichen Verfügbarkeit des Reaktors führen. Ein Teilstrom der Salzschnmelze wird dazu kontinuierlich entnommen, um ihr in einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage (Chemical Processing Plant) verschiedene Spaltprodukte, zu entziehen und den verbrauchten Brennstoffanteil zu ersetzen. Die gereinigte Salzschnmelze (Purified Salt) wird anschließend wieder dem Reaktor zugeführt, wobei auch - sofern erforderlich - neues Spaltmaterial zugesetzt wird.

Um dem Reaktor gasförmige Spaltprodukte und bestimmte Edelmetalle zu entziehen soll dem Kühlkreislauf darüber hinaus kontinuierlich ein inertes Gas wie Helium zugesetzt werden, dass durch die Salzschnmelze strömt und im oberen Bereich des Reaktors wieder entnommen und der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung zugeführt wird (IRSN 2015).

In (GIF 2002) wurden MSR noch vorrangig als thermische Reaktoren mit dem Einsatzziel einer Reduzierung von Aktinidenbeständen diskutiert. Nach (GIF 2014) werden seit 2005 jedoch neben dem FHR vor allem Arbeiten an MSR-Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum (MSFR) durchgeführt.

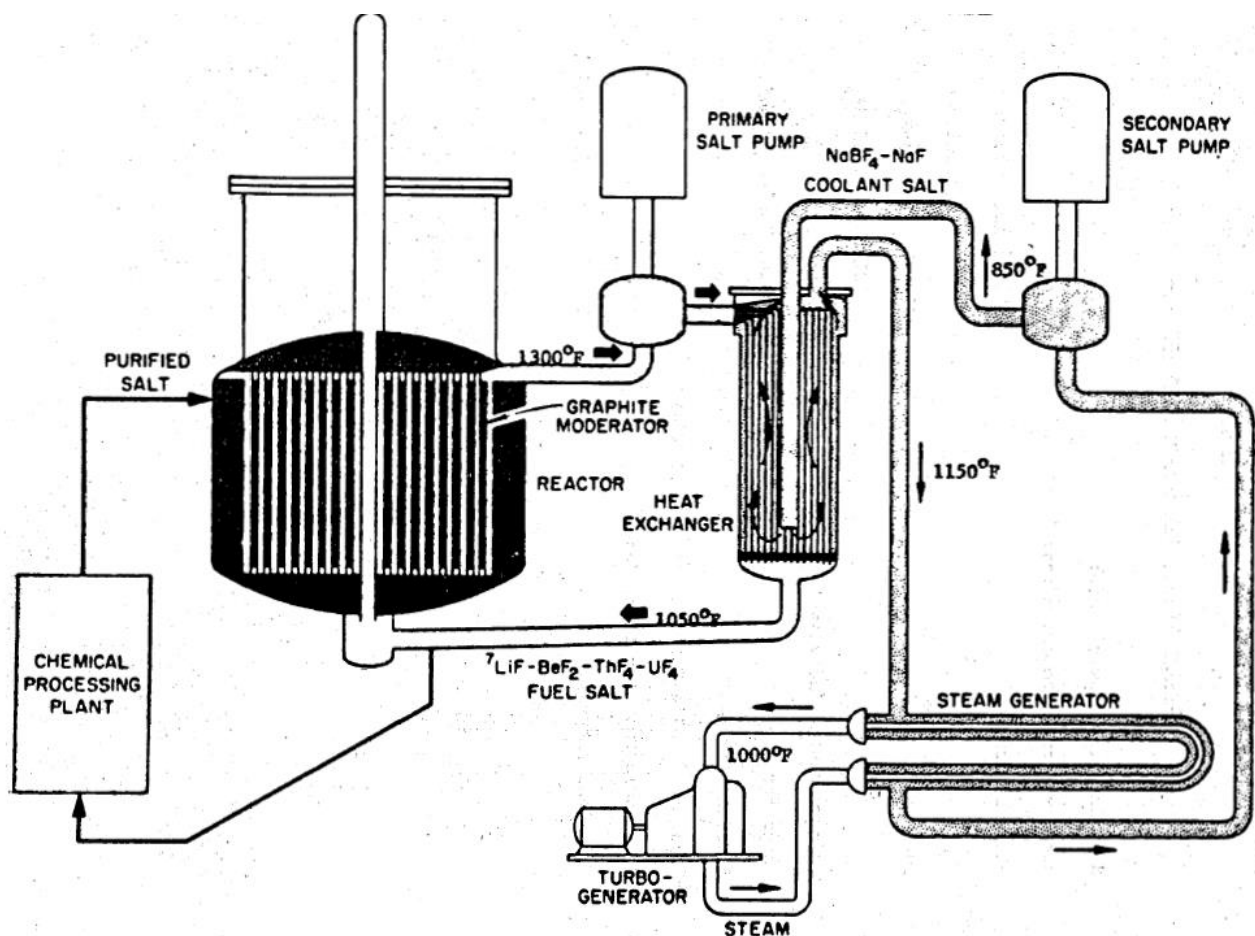
7.2. Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen

7.2.1. Bisherige Erfahrungen

Ursprünglich wurde das Konzept der MSR aufgrund ihrer hohen Leistungsdichte und der damit einhergehenden potenziell kompakten Bauweise für den Antrieb von Flugzeugen seit Ende der 1940er Jahre untersucht (Aircraft Nuclear Propulsion Program, ANP). Als erste Versuchsanlage wurde 1954 das Aircraft Reactor Experiment (ARE) durchgeführt (AEC 1972). Dabei handelte es sich um einen thermischen Reaktor mit Berylliumoxid als Moderator. Er wurde insgesamt für ca. 100 Stunden betrieben (IRSN 2015).

Beginnend 1956 wurden am Oak Ridge National Laboratory (ORNL) der USA auch MSR-Konzepte für die stationäre Energiegewinnung erforscht, vgl. Abbildung 7-2.

Abbildung 7-2: Konzeptdarstellung eines MSR von 1972



Quelle: (AEC 1972, Fig. 1)

Am ORNL wurden zunächst Reaktorkonzepte mit zwei getrennten Salzschnmelzen – eine Salzschnmelze mit spaltbarem Brennstoff und eine zweite, getrennte Salzschnmelze mit fertilem Material (Uran oder Thorium) zum Erbrüten neuen Spaltstoffs – untersucht (AEC 1972).

Ab 1960 wurde das „Molten Salt Reactor Experiment“ (MSRE) durchgeführt. Dazu wurde aufgrund des einfacheren Designs zunächst ein thermischer Reaktor mit Graphitmoderator basierend auf

einer einzigen Salzschnmelze mit darin gelöstem Spaltmaterial ausgewählt. Der Reaktor wies eine thermische Leistung von 8 MW auf und wurde zwischen 1965 und 1969 für etwa 18.000 Stunden betrieben. Als Spaltstoff wurde zunächst Uran-235 verwendet, ab 1968 wurde jedoch auch Uran-233 eingesetzt. Der MSBR verwendete kein fertiles Material und erbrütete daher kein neues spaltbares Material. Die Verarbeitung der Salzschnmelze erfolgte im nicht-kontinuierlichen (Batch) Betrieb und damit weitgehend unabhängig vom eigentlichen Reaktorbetrieb (AEC 1972).

Seit der Abschaltung im Jahr 1969 befindet sich das Reaktorgebäude in unverändertem Zustand, die Salzschnmelze befindet sich noch in erstarrter Form im Reaktor (IRSN 2015).

Eine Zusammenfassung des mit dem MSRE erreichten Entwicklungsstands durch die U.S. amerikanische Atomic Energy Commission findet sich in (AEC 1972). Demnach befand sich das Konzept der MSR's zum damaligen Zeitpunkt in einer frühen Machbarkeitsphase (entsprechend ca. einem Technology Readiness Level von 2-3). Bis zu diesem Zeitpunkt waren demnach seit den 1940er Jahren ca. 150 Mio US\$ für die Entwicklung ziviler wie militärischer Konzepte basierend auf MSR-Technologien investiert worden. Die notwendigen, weiteren Entwicklungskosten für ein MSR-System wurden zum damaligen Zeitpunkt auf ca. 2 Mrd. US\$ geschätzt.

Als wesentlicher Vorteil des MSR-Konzepts wurde in (AEC 1972) die Möglichkeit benannt, in thermischen Reaktorkonzepten aus Thorium spaltbares Uran-233 zu erbrüten, vgl. hierzu Kap. 4.1. Darüber hinaus wurden zum damaligen Zeitpunkt als die besonderen Vorteile eines MSR angesehen, dass

- durch einen flüssigen Brennstoff im Zusammenspiel mit einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitung die Herstellung, der Transport und die Wiederaufarbeitung fester Brennstoffe vermieden werden könnte,
- die geschätzten Kosten des Brennstoffkreislauf gering seien, wobei wesentliche Unsicherheiten bei den tatsächlichen Kosten der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung gesehen wurden,
- der Reaktor möglicherweise relevante Sicherheitsvorteile gegenüber anderen Reaktorkonzepten aufweisen könnte, wobei aufgrund der frühen Entwicklungsphase diesbezüglich noch keine abschließenden Einschätzungen möglich seien,
- der Reaktor aufgrund hoher Temperaturen mit einer hohen Effizienz bei der Stromerzeugung betrieben werden könne.

Demgegenüber wurden in (AEC 1972) jedoch auch noch wesentliche offene Fragen im Zusammenhang mit diesem Reaktorkonzept identifiziert:

- Kontinuierliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze: Die notwendige Abtrennung von Spaltprodukten und Protactinium-233, die Ausgasung von gasförmigen Spaltprodukten sowie die Kontrolle der Salzchemie zur Vermeidung von Korrosion und Ablagerungen in den Kühlkreisläufen sei noch nicht entwickelt.
- Geeignete Strukturmaterialien für den Reaktor und für die Vor-Ort-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze: Als Strukturmaterial wurde die nickelbasierte Stahlliegierung Hastelloy-N verwendet, die sich während der vierjährigen Experimentierdauer des MSBR zufriedenstellend verhielt. Jedoch wurden bei Untersuchungen des Metalls nach Beendigung des Experiments auch Hinweise auf Korrosionsprobleme unter den Bedingungen eines langfristigen Kontakts der Metalloberfläche mit den in der Salzschnmelze verbleibenden Spaltprodukten vorgefunden. Weiterhin sei das bis dahin verwendete Hatelloy-N langfristig nicht ausreichend beständig unter Neutronenbestrahlung.

- Entwicklung einer geeigneten Salzzusammensetzung: Das verwendete Salz sollte keinen zu hohen Schmelzpunkt aufweisen, damit es im Betrieb oder bei Störfällen insbesondere in den Wärmetauschern nicht zu einer Erstarrung der Salzschnmelze und dadurch einem Verlust der Kühlung kommt. Weiterhin müsste das im Salz enthaltene Lithium ggf. aus angereicherterem Lithium-7 bestehen, um den Neutroneneinfang im natürlich vorkommenden Lithium-6-Isotop zu reduzieren. Schließlich waren die Eigenschaften des bestrahlten Salzes im Zusammenspiel mit den darin enthaltenen Spaltprodukten weitgehend offen.
- Entwicklung eines geeigneten Moderator-Graphits: das bis dahin verwendete Graphit wird unter andauernder Neutronenbestrahlung strukturell instabil. Weiterhin müsste das Graphit geeignet versiegelt werden, um ein Eindiffundieren von gasförmigen Spaltprodukten und Tritium zu verhindern.
- Methoden zur Tritiumkontrolle: Bei der Verwendung von Fluoridsalzen, insbesondere auf Lithiumbasis, werden durch Neutronenreaktionen größere Mengen des radioaktiven Wasserstoffisotops Tritium erzeugt. Die im MSBR verwendeten Strukturmaterialien waren zur ausreichenden Rückhaltung von Tritium ungeeignet.
- Reaktorsysteme und Hilfsanlagen: Die verwendeten Komponenten wie Salzumwälzpumpen, Ventile und Wärmetauscher, aber auch Kontroll- und Steuerstäbe müssten von den experimentellen Randbedingungen im MSBR auf ein kommerzielles Reaktorsystem (unter Berücksichtigung der Notwendigkeit von Instandhaltungserfordernissen) hochskaliert werden. Dies stellt einen wesentlichen technologischen Entwicklungsschritt dar. Auch das Konzept des Ablassstanks (in den bei Störungen am Reaktor oder zur Instandhaltung des primären Kühlkreislaufs die Salzschnmelze abgelassen wird) sei für ein System mit großer Leistung anzupassen.
- Instandhaltungstechnologien: Da anders als bei Reaktorkonzepten mit festen Brennstoffen die radioaktiven Elemente nicht in Brennelemente eingeschlossen sondern direkt im Kühlmittel gelöst sind, ist der gesamte primäre Kühlkreislauf hoch radioaktiv kontaminiert. Daher seien geeignete Verfahren zur automatischen und fernhantierten Inspektion und Instandsetzung von Komponenten im primären Kühlkreislauf erforderlich. Schwierigkeiten bei der Instandhaltung von Komponenten des primären Kühlkreislaufs könnten die Verfügbarkeit eines Reaktorsystems stark reduzieren und damit die kommerzielle Nutzbarkeit in Frage stellen.
- Rechenprogramme und Standards: Die zur Nachweisführung verwendeten Rechenprogramme müssten für die Randbedingungen eines MSR validiert werden, weiterhin müssten die angewendeten Regeln und Richtlinien zur Genehmigung von Materialien und Komponenten an die spezifischen Anforderungen von MSR angepasst werden.
- Sicherheitsaspekte: Einerseits weisen ein MSR grundsätzliche Sicherheitsvorteile gegenüber anderen Reaktorkonzepten auf. Hierzu wurden der geringe Betriebsdruck und der große Abstand zur Sieden des Kühlmittels (Salzschnmelze) ebenso wie die gute Löslichkeit wichtiger Spaltprodukte wie Jod und Strontium in der Salzschnmelze gezählt. Aufgrund der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung seien weiterhin die Überschussreaktivität sowie das totale radioaktive Inventar im Reaktorkühlkreislauf gering. Als nachteilig sei jedoch anzusehen, dass der gesamte primäre Kühlkreislauf sowie die anschließenden Systeme wie die Salzlagerung stark radioaktiv kontaminiert seien. Auch müsse die kontinuierliche Abfuhr der Nachzerfallswärme aus den Ablassstanks mit sehr hoher Zuverlässigkeit unter allen Betriebsbedingungen sichergestellt werden. Inwieweit sich mit diesem System daher tatsächlich sicherheitstechnische Vorteile gegenüber anderen Reaktorkonzepten erzielen lassen würden, sei aus damaliger Sicht daher nicht bewertbar.

Auch mit Blick auf mögliche Wechselwirkungen zwischen den neutronenphysikalischen und den thermohydraulischen Eigenschaften des Reaktors wurde weiterer Forschungsbedarf gesehen. So

verweist (AEC 1972) darauf, dass es in der Anfangsphase des Betriebs des MSBR mit Uran-233 zu unerwarteten und nicht aufgeklärten Leistungsschwankungen gekommen sei. Ein möglicher Erklärungsansatz wurde in einer Wechselwirkung beim Durchströmen des Reaktorkerns mit Heliumgas, dass der Salzschnmelze zum Entzug der gasförmigen Spaltprodukte beigemischt werden muss, gesehen.

Nach (WNA 2016a) wurde in Großbritannien 1968-1973 das Konzept für einen bleigekühlten, schnellen MSR mit einem Brennstoff aus Plutonium in einer Chlorid-Salzschnmelze untersucht.

In der Schweiz wurden zwischen 1973 und 1980 Forschungsvorhaben im Zusammenhang mit MSRs durchgeführt (Křepel 2017). Diese Arbeiten konzentrierten sich auf Salzschnmelze-Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, in dem ein Uran-Plutoniumgemisch als Brennstoff in einer Chloridsalzschnmelze eingesetzt werden sollte. Als besondere Vorteile dieses Reaktorkonzepts wurde die kontinuierliche Abtrennung der flüchtigen Spaltprodukte und dadurch – im Zusammenspiel mit niedrigen Maximaltemperaturen unter Unfallbedingungen – die gegenüber Leichtwasserreaktoren deutlich reduzierten Quellterme bei schweren Unfällen identifiziert. Als Nachteile wurden festgehalten, dass die Technologie der Salzschnmelze-Reaktoren noch nicht ausreichend entwickelt sei, die Korrosion von Strukturmaterialien ein besonderes Problem darstelle und diese Art des Reaktors ein besonders hohes Inventar an Plutonium aufweise (Taubе & Heer 1980).

In einer Evaluation Fortgeschrittener Nuklearsysteme für das TA-Programm des Schweizerischen Wissenschaftsrats vom April 1999 (Liebert et al. 1999) wurden mit Blick auf SMR-Konzepte festgestellt, dass diesbezüglich gegenwärtig keine relevanten Entwicklungsarbeiten stattfänden. Allerdings wurde Anfang der 1990er Jahre die Technik der Salzschnmelzkühlung im Zusammenhang mit unterkritischen, beschleunigergetriebenen Reaktoren mit thermischem Neutronenspektrum für kurze Zeit diskutiert. Diese Ansätze wurden jedoch bald zugunsten von Konzepten basierend auf einer Flüssigmetallkühlung mit Blei oder Blei-Wismuth wieder fallen gelassen.

7.2.2. Aktuelle Entwicklungsansätze

Das Konzept des MSR wurde praktisch erst im Rahmen des GIF um ca. 2000 erneut aufgegriffen, vgl. (GIF 2002). Für die Entwicklung eines MSR im Rahmen des GIF wurde eine grundsätzliche Absichtserklärung unterzeichnet, an der die Europäische Union, Frankreich, und Russland beteiligt sind. In einem Lenkungsausschuss des GIF sind darüber hinaus die USA und China als Beobachter aktiv (GIF 2014). Die USA haben mittlerweile auch die Absichtserklärung unterzeichnet (Holcomb 2017). Seit 2015 ist auch die Schweiz an der MSR-Entwicklung beteiligt (Pautz 2017). Ein darüber hinausgehendes „System Agreement“, wie dies für andere Reaktorkonzepte der GIF vorliegt, existiert für den MSR nicht. Für die eigentliche Durchführung der Forschungsarbeiten sind die einzelnen am GIF beteiligten Länder verantwortlich.

In den USA werden erstmalig seit 40 Jahren wieder Arbeiten an MSR-Konzepten gefördert. Diese fokussieren einerseits auf FHR-Konzepte im Rahmen universitärer Forschung. Für MSR-Konzepte mit flüssigem Brennstoff werden demgegenüber vorrangig Arbeiten durch die nationalen Großforschungseinrichtungen durchgeführt (DOE 2017c). Um die spätere Genehmigung von MSR vorzubereiten erarbeitet die American Nuclear Society (ANS) gegenwärtig in Kooperation mit IEEE und ASME neue Standards für MSR-Konzepte (Holcomb 2017). Auch die NRC bereitet sich gegenwärtig darauf vor, bei zukünftigen Anträgen zur Genehmigung neuer Reaktorkonzepte über ausreichendes Know-How und ein anwendbares Regelwerk zu verfügen (NRC 2016).

China verfolgt unter Leitung der Chinesischen Akademie der Wissenschaften am Shanghai Institut for Applied Physics (SINAP) ein Programm zur Entwicklung von MSR, wobei schwerpunktmäßig

FHR-Konzepte betrachtet werden. Dafür stehen gemäß (WNA 2016a) 350 Mio. US\$ zur Verfügung. 2012 war das Ziel, einen Testreaktor mit einer thermischen Leistung von 2 MW bis zum Jahr 2016 am in Betrieb zu nehmen (GIF 2014). Ziel ist die Entwicklung eines kommerziell verfügbaren Gesamtsystems bis 2032 (WNA 2016a). Nach (Xu 2015) zielen die Entwicklungsarbeiten auf Reaktorkonzepte zur Wasserstoffproduktion und nicht zur (direkten) Stromerzeugung. Neben einem 2 MW Testreaktor mit festen (Triso-)Brennstoffen und einer Salzschnmelze als Kühlmittel sollen mittelfristig auch ein 2 MW und darauf folgend ein 10 MW Testreaktor mit flüssigem Brennstoff errichtet werden. An diesen Entwicklungsarbeiten kooperieren auch amerikanische Großforschungseinrichtungen (Holcomb 2017), wobei diese Arbeiten aufgrund der amerikanischen Nichtverbreitungspolitik weder die Entwicklung von Brennstoffen noch von Technologien zur Abtrennung spaltbarer Materialien umfassen.

Auch im Rahmen der Europäischen Forschungsrahmenprogramme (FP) wurden seit 2001 Forschungsvorhaben zu MSR gefördert. Im Rahmen des 5. FP handelte es sich dabei um das Projekt „Review of MOlten Salt reactor Technology“ (MOST), mit einer Laufzeit von November 2001 bis Oktober 2004, im 6. FP wurde von Januar 2007 bis März 2008 das Projekt „Assessment of Liquid Salts for Innovative Applications“ (ALISIA) und im 7. FP das Projekt „Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System“ (EVOL) durchgeführt (Deutscher Bundestag 2017). Die Förder-summe des Projekts MOST betrug 0,6 Mio. Euro, diejenige von ALISIA 0,4 Mio. Euro und von EVOL 1,9 Mio. Euro (CORDIS 2003, 2009, 2015).

Parallel zum europäischen EVOL-Projekt wurde in Russland durch Rosatom das Projekt MARS (Minor Actinide Recycling in molten Salt) durchgeführt (GIF 2014). Die Arbeiten bauen auf Untersuchungen des russischen Kurchatov Instituts zu einem Aktiniden-„Brenner“ (MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter, MOSART) auf.

Gegenwärtig wird im Rahmen von Horizon 2020 von August 2015 bis Juli 2019 das Vorhaben SAMOFAR durchgeführt. Dafür stehen 5,2 Mio. Euro zur Verfügung (CORDIS 2017). Gegenstand der Untersuchungen sind Sicherheitsaspekte von MSR mit schnellem Neutronenspektrum sowie insbesondere physikalische und chemische Eigenschaften der Salzschnmelze. Weitere Projekte werden im Rahmen des europäischen ISTC-Programms durchgeführt (GIF 2014).

In Frankreich werden Arbeiten an MSR-Konzepten vom Centre national de la recherche scientifique (CNRS) in Kooperation mit Russland und weiteren europäischen Partnern durchgeführt (IRSN 2015).

Die Schweiz führt verschiedene nationale Forschungsprojekte mit Bezug zu MSR durch, an denen sich auch die schweizerischen Reaktorbetreiber finanziell beteiligen (Pautz 2017). Wesentliche Arbeiten werden dabei am Paul Scherrer Institut in der Form von wissenschaftlichen Qualifikationsarbeiten (MSc, PhD, PostDoc) durchgeführt (Křepel 2017).

7.2.3. Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand

Das GIF stellt in seiner überarbeiteten Roadmap 2014 fest, dass die Entwicklung der sechs vom GIF favorisierten Systeme hin zur erfolgreichen Kommerzialisierung jeweils ein mehrjähriges und mehrere Milliarden erforderndes internationales Engagement voraussetzt, dass aber in dieser Form nicht stattgefunden habe. Speziell mit Blick auf die Entwicklung von MSR seien bislang nur begrenzte Mittel aufgewendet worden (GIF 2014).

Für den MSR wurde vom GIF 2002 angenommen, dass die Machbarkeitsphase bis ca. 2013 (also innerhalb von ca. 10 Jahren) und die daran anschließende Entwicklungsphase bis 2020 (also in-

nerhalb von weiteren ca. 7 Jahren) abgeschlossen sein könnte, woran sich nochmals eine Demonstrationsphase von nicht genauer spezifizierter Dauer anschließen würde (GIF 2002).

Gemäß der aktualisierten Planung aus dem Jahr 2014 schätzt das GIF nunmehr, dass die Machbarkeitsphase bis ca. 2025 und die daran anschließende Entwicklungsphase zwischen 2025 und 2030 starten könnte. Angaben zur Dauer der daran anschließenden Demonstrationsphase werden auch in (GIF 2014) nicht gemacht.

Während die frühen Konzepte für MSR vor allem auf thermische, graphit-moderierte Brutreaktoren abzielten, fokussieren die Arbeiten im Rahmen des GIF auf einen mit schnellen Neutronen arbeitenden Reaktor (MSFR). Als konkrete Forschungsaufgaben für das nächsten Jahrzehnt formuliert (GIF 2014)

- Die Erarbeitung eines grundlegenden Konzepts für den MSFR.
- Die Identifikation von Gemeinsamkeiten mit anderen Salzschnmelze-Reaktorkonzepten wie dem FHR, um Synergien in der Entwicklung nutzen zu können.
- die Untersuchung der physiko-chemischen Eigenschaften relevanter Salzschnmelzen im Zusammenspiel mit Transuranelementen,
- die Entwicklung effizienter Technologien, um die Salzschnmelze zu entgasen,
- die Entwicklung von Modellen zur gekoppelten Analyse der neutronenphysikalischen und der thermohydraulischen Eigenschaften solcher Systeme,
- die Sicherheitsanalyse der relevanten Unfallabläufe,
- die Analyse der Wechselwirkung der Salzschnmelze mit Luft oder Wasser unter den Bedingungen schwerer Unfälle,
- die Entwicklung der Technologie der kontinuierlichen Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze während des Reaktorbetriebs sowie
- die weitere Forschung und Entwicklung zur Entsorgung der genutzten Salzschnmelze.

In der Machbarkeitsphase (bis ca. 2025) sind demnach vor allem die Fragen der physiko-chemischen Wechselwirkungen (also der Kopplung von neutronenphysikalischen, thermohydraulischen und chemischen Eigenschaften des Salzschnmelzesystems) zu analysieren. Hierfür sind insbesondere auch Simulationsmodelle für die Untersuchung solcher Reaktorkonzepte zu entwickeln und experimentell zu verifizieren. Dazu sind auch noch grundlegende Fragen nach den physikalischen Wirkungsquerschnitten der Salzschnmelze zu untersuchen. Weiterhin ist die Wechselwirkung zwischen der Salzschnmelze und den Strukturmaterialien speziell mit Blick auf Korrosionsphänomene zu untersuchen. Weiterhin sind Fragen der Instrumentierung und Kontrolle der Salzschnmelze während des Betriebs zu beantworten (GIF 2014).

Für die daran anschließende Entwicklungs- und Demonstrationsphase (ab ca. 2025) geht GIF davon aus, dass sich diese letztlich wiederum in drei aufeinanderfolgende Phasen unterteilen lasse (GIF 2014). In einem ersten Schritt müssten die Erkenntnisse aus der Machbarkeitsphase an großskaligen Experimenten zum Umgang mit Salzschnmelzen validiert werden. Daran anschließend geht GIF von der Notwendigkeit einer integralen Demonstrationsanlage ohne aktive Kernspaltung aus. Schließlich sieht GIF die Notwendigkeit, zwei eigentliche Demonstrationsreaktoren zu erreichen: ein System mit begrenzter Leistung (MONO, 100 MW thermischer Leistung) sowie ein darauf folgendes System mit voller Leistung (DEMO, 1000 MW thermisch). DEMO sei für die Durchführung von Genehmigungsverfahren erforderlich. Dabei würde DEMO eine gegenüber kommerziellen MSRs reduzierte Leistungsdichte und reduzierte maximale Betriebstemperaturen aufweisen,

um zunächst Materialeigenschaften von bereits existierenden Strukturmaterialien erforschen zu können. Auch würde DEMO noch keine kontinuierliche Wiederaufarbeitung des Brennstoff, sondern lediglich eine kontinuierliche Entgasung erfordern (GIF 2014).

Unterstellt man für jeden dieser Entwicklungsschritte sehr optimistisch nur einen erforderlichen Zeitraum von 10 Jahren (für Konzipierung, Genehmigung, Bau, Betrieb und experimentelle Auswertung der jeweiligen Anlagen), so ist nicht vor 2060 mit einem ersten kommerziellen Prototyp eines MSR zu rechnen.

Neben staatlichen Forschungsprogrammen hat sich in den letzten Jahren eine Vielzahl von kleineren Entwicklungsfirmen gegründet, die unterschiedlichste MSR-Konzepte mit staatlicher Förderung zur Anwendungsreife entwickeln wollen (EPD 2015; WNA 2016a). Die meisten dieser Konzepte weisen zugleich wesentliche Eigenschaften kleiner, modularer Reaktoren (SMR, vgl. Kap. 7) auf.

Die britische Firma Moltex Energy verfolgt ein „Stable Salt Reactor“ (SSR) Konzept. Als ursprüngliche Standard-Variante wurde dabei ein schneller Reaktor mit 1000 MW Leistung und einem Brennstoff auf Plutonium-239 Basis mit Chlorid-Salzen diskutiert. Später wurde als Standard-Variante ein thermischer, modularer Reaktor geringer Leistung (40 MW) mit einem Brennstoff aus niedrig angereichertem Uran und Graphit als Moderator vertreten (WNA 2016a).

(Holcomb 2017) listet sieben industrielle Entwickler von MSR-Konzepten, die in den USA aktiv sind (TerraPower, ThorCon, Terrestrial Energy, Flibe Energy, Transatomic Power, Elysium Industries sowie Alpha Tech Research Corp.). Als Industriepartner dieser Unternehmen werden Southern Company, Exelon, Duke Energy, das Electric Power Research Institute (EPRI) und das Nuclear Energy Institut (NEI) benannt.

TerraPower wurde im Jahr 2008 mit dem Ziel gegründet, Alternativen für eine zukünftige weltweite Energieversorgung zu entwickeln und verfügt über experimentelle Einrichtungen im Labormaßstab (Latkowski 2015). An ein Konsortium aus TerraPower, ORNL und der Vanderbilt University unter Führung von Southern Company Services ist durch das DoE eine Förderung über 5 Jahre in Höhe von 40 Mio. US\$ mit einer Beteiligung von mehr als 20% durch private Geldgeber vergeben worden (Holcomb 2017). Bei dem verfolgten Reaktorkonzept soll es sich um einen Reaktor auf Basis von Chloridsalzen handeln, wobei Einzelheiten nicht bekannt seien (WNA 2016a).

ThorCon fokussiert sich nach Angaben in (Jorgensen 2015) auf die Herstellung eines modularen, thermischen MSR nach dem Vorbild des MSRE mit einer elektrischen Leistung von 250 MW pro Modul. Ein Modul soll aus zwei Kanistern bestehen, in denen sich der Reaktoranteil des Kraftwerks befindet. Ein Kanister soll jeweils für vier Jahre betrieben werden, danach vier Jahr abklingen und dann ausgetauscht werden. Als Salzschnmelze soll zunächst NaBe mit niedrig angereichertem Uran als Brennstoff eingesetzt werden, wobei für die Zukunft verschiedenste Salz/Brennstoff-Kombinationen möglich seien. Auf eine Vor-Ort-Wiederaufarbeitung soll verzichtet und das Reaktorsystem zu mehr als 90% in einer Fabrik hergestellt und dann zum Kunden transportiert werden. Es soll keine weitere Technologieentwicklung erforderlich sein, innerhalb von zwei Jahren seien Test an einem Prototypen (ohne Kernspaltung) und innerhalb von vier Jahren mit einem vollständigen System möglich. Nach sieben Jahren sei die kommerzielle Verfügbarkeit des Reaktors möglich.

Die U.S. amerikanische Firma Flibe Energy verfolgt ein thermisches Reaktorkonzept mit zwei getrennten Salzschnmelzen und Graphitmoderation. In einer Salzschnmelze wird aus Thorium spaltbares Uran-233 erzeugt, welches in der zweiten Salzschnmelze zur Energiegewinnung eingesetzt werden soll. Ziel soll ein kommerzieller Reaktor mit 2225 MW thermischer Leistung sein (WNA 2016a).

Die kanadische Firma Terrestrial Energy Inc. entwickelt den sogenannten Integral MSR (IMSR) (LeBlanc 2015). Dabei befinden sich der Reaktor, der primäre Kühlkreislauf sowie die Wärmetauscher zum sekundären Kühlkreislauf vollständig innerhalb eines abgeschlossenen Moduls. Dieses soll für sieben Jahr Betrieb konzipiert sein und danach ausgetauscht werden. Der Reaktor soll mit thermischen Neutronen betrieben werden und graphitmoderiert sein, als Brennstoff ist niedrig angereichertes Uran vorgesehen. Die Wärmeabfuhr soll bei Störfällen vollständig passiv möglich sein. Der Reaktor soll in Leistungsgröße von 80, 300 und 600 MW thermischer Leistung konzipiert werden, ein erster Reaktor soll bereits Anfang der 2020er Jahre erhältlich sein (WNA 2016a).

Nach (Holcomb 2017) hat Terrestrial Energy USA gegenüber der NRC angekündigt, bis Oktober 2019 einen Antrag auf Genehmigung des Designs einzureichen. Weiterhin wurde Terrestrial Energy USA aufgefordert, einen Antrag auf Erteilung von Kreditbürgschaften in Höhe von 0,8 bis 1,2 Mrd. US\$ beim DoE einzureichen.

7.3. Bewertung

Unter Berücksichtigung der oben dargestellten Informationen erfolgt im Weiteren eine Abschätzung der Erreichbarkeit wesentlicher postulierter Ziele von MSR-Konzepten. Dabei wird auch auf spezifische Probleme dieser Konzepte eingegangen.

7.3.1. Sicherheit

Mit Blick auf die Kontrolle der Reaktivität weisen MSR-Konzepte die vorteilhafte Eigenschaft auf, das während des Betriebs des Reaktors aufgrund der Möglichkeit einer kontinuierlichen Neubeladung mit Spaltstoff nur eine geringe Überschussreaktivität im System vorhanden sein muss. Allerdings beläuft sich das Inventar eines MSFR mit 3 GW thermischer Leistung nach (GIF 2011b) im Gleichgewichtsbetrieb dennoch auf ca. 4,7 Tonnen Uran-233 (mit einem Anteil von 62% im Gesamturan). Bei einer kritischen Masse von ca. 25 kg (bei dieser Isotopenzusammensetzung des Urans) entspricht das Inventar ca. 190 kritischen Massen.

Weiterhin kann die Salzschnmelze stark negative Rückkopplungseigenschaften aufgrund der thermischen Ausdehnung bei Aufheizung aufweisen. Dadurch ist in weiten Bereichen eine Selbststabilisierung der Reaktorleistung bei Störungen (Ausfall der Umwälzung, Ausfall der Kühlung etc.) möglich.

Dabei ist allerdings auch eine genaue Kenntnis des gekoppelten neutronenphysikalischen, thermohydraulischen und physiko-chemischen Systems sowie der zeitlichen Veränderungen des Spaltstoffanteils erforderlich. Auch muss der Brennstoff innerhalb der Salzschnmelze sehr homogen aufgelöst sein. Andernfalls kann es beim Durchgang der Salzschnmelze durch den Reaktor zu Leistungsspitzen und damit überhitzten Bereichen kommen. Auch die Entgasung kann zu Schwankungen in der Reaktivität des Reaktors beitragen. Die Überwachung und Kontrolle der Verteilung des Brennstoffs in der Salzschnmelze stellt daher eine wichtige Sicherheitsfunktion dar, die bislang noch nicht geklärt ist (IRSN 2015).

Eindeutige Vorteile von MSR gegenüber heutigen Kernkraftwerken hinsichtlich der Reaktivitätskontrolle sind damit bislang nicht nachgewiesen.

Hinsichtlich der Nachwärmeabfuhr wird als ein Vorteil von MSR angeführt, dass der primäre Kühlkreislauf niedrige Betriebsdrücke aufweist, was sich hinsichtlich der Belastung von Komponenten und den Auswirkungen bei Leckagen (Kühlmittelverlust) positiv auswirkt. Auch besteht ausgehend von den betrieblichen Temperaturen noch ein hoher Abstand bis zu den Siedetemperaturen der Salzschnmelzen, so dass bei Temperaturexkursionen oder Leckagen am Kühlkreislauf nicht mit

einem schnellen Druckaufbau oder größeren Freisetzungen von radioaktiven Stoffen aus der Salzschnmelze zur rechnen ist. Aufgrund der starken thermischen Ausdehnung der Salze bietet sich darüber hinaus die Möglichkeit, bei entsprechender Auslegung der Anlage im primären Kühlkreislauf eine passive Wärmeabfuhr über Naturkonvektion zu ermöglichen.

Demgegenüber ist zu berücksichtigen, dass eine Nachwärmeabfuhr aus allen Bereichen möglich sein muss, die während des Betriebs und bei Störfällen mit der Salzschnmelze in Kontakt gebracht werden können (Ablasstanks, Vor-Ort-Wiederaufarbeitung etc.). Damit stellen sich grundsätzlich andere Anforderungen an die Methoden und die Nachweise zur Nachwärmeabfuhr.

Zentral für die Frage eines sicheren Betriebs zukünftiger MSR wird auch die Verfügbarkeit von geeigneten Strukturmaterialien sein. Diese müssen sowohl den hohen Betriebstemperaturen und den hohen Neutronenflüssen im Reaktor als auch den korrosiven Eigenschaften der Salzschnmelze im Zusammenspiel mit dem darin gelösten Brennstoff und den Spaltprodukten dauerhaft widerstehen können (Holcomb 2015). Derartige Strukturmaterialien sind bislang nicht verfügbar, die Entwicklung und Qualifizierung solcher Materialien ist mit hohen Unsicherheiten und einem hohen zeitlichen Aufwand verbunden.

Weiterhin sind bei MSR andere Störfallrandbedingungen als bei heutigen Kernkraftwerken denkbar. Werden beispielsweise Löslichkeitsgrenzen überschritten oder kommt es zu stärkeren Temperaturschwankungen (beispielsweise in den Wärmetauscher zwischen dem primären und sekundären Kühlkreislauf) so kann es zu einer Ausfällung bzw. dem Erstarren von Spaltprodukten aus der Salzschnmelze kommen. Dadurch können Wärmetauscher verstopfen, was zu anderen Anforderungen an die Beherrschung von Störfallabläufen führen kann (Holcomb 2015; IRSN 2015).

Aufgrund der hohen Schmelzpunkte der Salzschnmelzen besteht nach Abschaltung der Anlage bei Störfällen das Problem, ein Erstarren der Salzschnmelze zuverlässig zu verhindern. Hierzu sind ggf. Möglichkeiten zum Aufheizen der Schnmelze erforderlich. Deren Funktionsfähigkeit muss auch bei einem Ausfall der externen Stromversorgung bzw. im Falle eines Station Blackout sichergestellt werden (Flanagan 2015).

Als besondere Sicherheitsfunktion zur Gewährleistung einer „inhärent sicheren“ Wärmeabfuhr wird bei MSR die Möglichkeit diskutiert, die Salzschnmelze bei Störfällen in Ablasstanks abzuführen. Dort sei die Unterkritikalität der Salzschnmelze auch langfristig sichergestellt. Weiterhin werden Möglichkeiten zur rein passiven Wärmeabfuhr aus den Ablasstanks diskutiert. Bereits in (AEC 1972) wird auf die Notwendigkeit hingewiesen, die ausreichende Zuverlässigkeit einer Nachwärmeabfuhr aus solchen Ablasstanks unter allen zu berücksichtigenden Störfallrandbedingungen insbesondere bei großen Leistungsgrößen nachzuweisen. (IRSN 2015) stellt fest, dass die Machbarkeit und Zuverlässigkeit einer rein passiven Auslösung der Drainage der Salzschnmelze in solche Ablasstanks durch das Aufschmelzen eines Stopfens noch nicht demonstriert sei. Insbesondere befinde sich der Stopfen typischerweise nicht im Bereich der höchsten Temperaturen im System, so dass die Frage einer rechtzeitigen Auslösung vor Erreichen von Grenztemperaturen im Reaktor noch zu beantworten sei. Für MSR-Systeme mit festen Brennstoffen steht eine solche Sicherheitsfunktion nicht zur Verfügung. Inwieweit für die im Rahmen von GIF diskutierten Systeme mit Leistungsgrößen von 3000 MW thermischer Leistung eine rein passive Wärmeabfuhr der Nachzerfallsleistung aus den Ablasstanks mit der notwendigen hohen Zuverlässigkeit und unter allen zu berücksichtigenden Randbedingungen (wie der Berücksichtigung von äußeren Einwirkungen wie Erdbeben oder Flugzeugabsturz) nachgewiesen werden kann, ist ebenfalls nicht geklärt.

Bei einer kontinuierlichen Abtrennung von Spaltprodukten können außerdem relevante Nachwärmemengen in Bereichen außerhalb des eigentlichen Reaktorsystems, insbesondere in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage aber auch in Lagerbereichen für die abgetrennten Spaltprodukte, an-

fallen. Auch für diese muss eine ausreichende Kühlbarkeit unter allen zu unterstellenden Ereignisabläufen nachgewiesen werden, vergleichbar heutigen Anforderungen an die Kühlung von Brennelementen in Brennelement-Lagerbecken. Da noch keine konkreten Designs für die Vor-Ort-Wiederaufarbeitung bei MSR vorliegen, sind auch systematische Untersuchungen zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr in diesen Anlagen nicht verfügbar.

Eindeutige Vorteile von MSR gegenüber heutigen Kernkraftwerken hinsichtlich der Nachwärmeabfuhr sind damit bislang nicht erkennbar bzw. nicht nachgewiesen.

Mit Blick auf den Einschluss radioaktiver Stoffe unterscheiden sich MSR wesentlich von heutigen Kernreaktoren, da ein großer Anteil des radioaktiven Inventars nicht in geschlossenen Brennelementen konzentriert vorliegt, sondern in der Salzschnmelze gelöst im Kühlkreislauf transportiert wird. Weiterhin besteht eine Kopplung mit den Systembereichen zur Vor-Ort-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze. Auch hier muss der Einschluss der radioaktiven Stoffe jederzeit sichergestellt sein.

Grundsätzlich wird von einer guten Löslichkeit vieler Spaltprodukte in der Salzschnmelze und daher von einer geringen Freisetzung aus der Salzschnmelze bei Störungen ausgegangen. Die Löslichkeitsgrenzen der Spaltprodukte in Salzschnmelzen sind allerdings bislang nicht mit hinreichender Genauigkeit bekannt. Dadurch bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der möglichen Freisetzungen von Spaltprodukten aus der Salzschnmelze bei Stör- und Unfällen (Quellterm) (Holcomb 2015).

Für MSR werden gegenwärtig verschieden Barrieren zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe definiert. Typischerweise gibt es eine erste Barriere, ein sogenannter „fuel envelop“, der den Reaktorbereich und die Ablasstanks umschließt. Als zweite Barriere wird ein Containment, das den gesamten primären Kühlkreislauf und die chemische Wiederaufarbeitung umschließt, diskutiert. Als dritte Barriere soll das Reaktorgebäude fungieren. Die genaue Funktion der jeweiligen Barrieren, deren Auslegung sowie die möglichen Versagensmechanismen (interne Ereignisse, externe Einwirkungen) sind jedoch bislang nicht festgelegt.

Als wesentlicher Vorteil von MSR-Konzepten wird weiterhin angesehen, dass dem Reaktor während des Betriebs wesentliche Anteile der entstehenden Spaltprodukte entzogen werden können. Damit ist das im Reaktor enthaltene Inventar, das bei Stör- und Unfällen freigesetzt werden kann, deutlich geringer als in Reaktoren mit festen Brennstoffen. Unklar ist aus heutiger Sicht, ob das radioaktive Inventar in einem solchen System so gering gehalten werden kann, dass bei allen zu berücksichtigenden Stör- und Unfällen die Eingreifrichtwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen außerhalb der Anlage nicht überschritten werden.

Gleichzeitig müssen die der Salzschnmelze entzogenen radioaktiven Stoffe zunächst vor Ort gelagert und dann geeignet konditioniert werden. Eine systematische Sicherheitsanalyse zu möglichen Stör- und Unfällen in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung liegt Mangels eines konkreten Designs nicht vor.

Aufgrund der Tritiumproduktion aus den wesentlichen Bestandteilen der Salzschnmelze (Li, Be) ist der radioaktive Quellterm von Tritium hoch, so dass Maßnahmen zur Rückhaltung und Abtrennung des Tritiums bereits unter Normalbetriebsbedingungen erforderlich sind (Wu et al. 2015). Insbesondere unter Stör- und Unfallbedingungen ist ein ausreichender Einschluss des leichtflüchtigen Tritiums für konkrete Reaktorkonzepte nachzuweisen.

Schließlich ist in MSR neben den radioaktiven Stoffen auch mit dem Vorhandensein von toxischen Stoffen zu rechnen (wie Beryllium als Bestandteil der Salzschnmelze oder Fluorwasserstoff aus der chemischen Wiederaufarbeitung).

Durch den katastrophalen Unfall im Kernkraftwerk Fukushima ist die Bedeutung der Wechselwirkung verschiedener Anlagenteile auf einem Anlagengelände, insbesondere unter den Bedingungen schwerer Stör- und Unfälle, verstärkt in die Sicherheitsbetrachtungen kerntechnischer Anlagen aufgenommen worden. Integraler Bestandteil von MSR-Konzepten ist die Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze. Aufgrund der Kopplung des Reaktorsystems mit einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage müssen auch sicherheitstechnische Auswirkungen von Stör- und Unfällen in einem Anlagenteil auf den jeweils anderen berücksichtigt werden (Holcomb 2015). Da die eigentliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung technisch noch nicht entwickelt ist, liegen auch mit Blick auf mögliche Wechselwirkungen zwischen dieser Anlage und dem Reaktorsystem bislang keine konkreten Analysen vor.

Eindeutige Vorteile von MSR gegenüber heutigen Kernkraftwerken hinsichtlich des Einschlusses der radioaktiven Stoffe sind damit bislang nicht erkennbar.

Für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks stellt die Überwachung von spezifizierten Grenzen des sicheren Betriebs (Leistungsfreisetzung, Temperaturen in den Kühlkreisläufen, Kühlmitteldurchsätze etc.) eine wesentliche Sicherheitsfunktion dar. Durch eine geeignete Instrumentierung und Kontrolle muss die Einhaltung dieser Grenzen sichergestellt werden. Für MSR-Konzepte sind Technologien zur Überwachung der Eigenschaften der Salzschnmelze noch zu entwickeln.

Neben den inhärenten Eigenschaften des Reaktorsystems mit Bezug auf Störungen des Reaktorbetriebs aus internen Ursachen sind auch EVI- und EVA-Ereignisse zu analysieren. Mit Blick auf die Sicherungsnotwendigkeiten gegenüber Sabotage stellt beispielsweise (Flanagan 2015) fest, dass für MSR die gleichen Bedrohungsszenarien unterstellt werden müssen wie für heutige Kernreaktoren. Eine Auslegung von Reaktoren mit Blick auf EVA-Ereignisse wie Erdbeben oder externe Überflutungen muss standortspezifisch vorgenommen werden. Es ist jedoch nicht erkennbar, dass MSR-Konzepte bezüglich solcher Einwirkungen spezifische Vorteile gegenüber heutigen Kernkraftwerken aufweisen würden. Insbesondere hinsichtlich des Reaktorgebäudes als äußerer Barriere werden sich vergleichbare Anforderungen an die Widerstandsfähigkeit gegenüber äußeren Einwirkungen ergeben, wie dies für heutige Kernkraftwerke erforderlich ist.

In der heutigen Sicherheitsphilosophie steht die Vermeidung von Kernschäden bzw. einer Kernschmelze im Zentrum. Demgegenüber befindet sich bei MSR der Brennstoff bereits in einem geschmolzenen Zustand. Weiterhin ist für heutige Reaktoren ein intakter Reaktordruckbehälter eine Voraussetzung für eine weitere Kühlbarkeit des Reaktorkerns. Damit kommt dem Nachweis der Integrität des Reaktordruckbehälters eine wichtige Rolle im Sicherheitsnachweis heutiger Kernkraftwerke zu. Im Unterschied dazu spielt für MSR-Konzepte die Möglichkeit, die Salzschnmelze aus dem eigentlichen Kühlkreislauf abzulassen, eine wichtige Rolle im Sicherheitskonzept. Daher müssen für MSR auch grundsätzlich neue Regel und Richtlinien für die Genehmigung solcher Konzepte entwickelt werden (Holcomb 2015).

Für den konkreten Nachweis des Sicherheitsniveaus eines neuen Reaktorkonzepts sind dann detaillierte rechnerische Untersuchungen zu den zu betrachtenden Störfall- und Unfallabläufen vorzunehmen. Hinsichtlich der Nachweisführung bei MSR ist gegenwärtig festzustellen, dass noch viele grundlegende neutronenphysikalische und physiko-chemische Daten zu Salzschnmelzen (Wirkungsquerschnitte, Wärmetransporteigenschaften, Löslichkeitsgrenzen der Spaltprodukte) nicht mit der für ein nukleares Genehmigungsverfahren notwendigen Genauigkeit bekannt sind (Holcomb 2015).

Die Salzschnmelze ist während des Betriebs – trotz kontinuierlicher Wiederaufarbeitung – stark radioaktiv kontaminiert. Dies führt dazu, dass alle Bereiche, die mit der Salzschnmelze während des Betriebs in Kontakt stehen können (Reaktor, Kühlkreisläufe, Wärmetauscher, Ablasstanks) strah-

lenschutztechnisch hohe Anforderungen an Inspektion, Wartung und Instandhaltung stellen werden (Flanagan 2015).

7.3.2. Ressourcen und Brennstoffversorgung

MSR verfügen grundsätzlich über eine gute Neutronenbilanz, so dass sie sich als Systeme zum Erbrüten von neuem spaltbarem Material eignen. Dabei können grundsätzlich sowohl Uran als auch Thorium als Brutmaterial eingesetzt werden. Zur grundsätzlichen Bedeutung des Brutpotenzials neuer Reaktorkonzepte vgl. Kap. 4.1.3.

Auch wenn MSR-Konzept ursprünglich vor allem im Zusammenhang mit der Nutzung von Thorium als Brennstoff diskutiert wurden, konzentrieren sich neuere Arbeiten im Rahmen des GIF gemäß (WNA 2016a) darauf, zunächst ein einfacheres Konzept mit einem Brennstoff aus gewöhnlichem, niedrig angereichertem Uran bei Verzicht auf hohe Brutraten und ohne eine kontinuierliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung zu entwickeln.

Bei der Verwendung von Lithiumfluorid als Salzschnmelze ist die Löslichkeit von Plutonium auf ca. 6% beschränkt. Damit würden MSR mit schnellem Neutronenspektrum zur Aufrechterhaltung einer kritischen Konfiguration an der Grenze der Aktiniden-Löslichkeit arbeiten (Holcomb 2015). Die Verwendung anderer Salze kann wiederum die chemische Aufarbeitung erschweren (IRSN 2015).

Als ein Vorteil von MSR kann angesehen werden, dass keine Herstellung von festen Brennstoffen bzw. Brennelementen erforderlich ist. Damit ist grundsätzlich eine hohe Flexibilität mit Blick auf die Zusammensetzung des Brennstoffs in der Salzschnmelze (Anteile an Thorium, Uran und weiteren Aktiniden) möglich.

Voraussetzung hierfür ist, dass die Aspekte der Löslichkeit der in der Salzschnmelze befindlichen Materialien (Brennstoff, Spaltprodukte) in ihrer Wechselwirkung ausreichend bekannt sind, um ein Ausfällen bzw. eine Ablagerung von Spaltstoffen oder Spaltprodukten im Kühlkreislauf sicher ausschließen zu können. Weiterhin muss die ausreichende Widerstandsfähigkeit der Strukturmaterialien des Kühlkreislaufs und der chemischen Prozessführung gegenüber der Salzschnmelze und den darin befindlichen Materialien gewährleistet sein.

7.3.3. Abfallproblematik

Hinsichtlich der Verwendung von Thorium als Brennstoff wird an dieser Stelle auf die übergeordnete Diskussion in Kap. 4.1. verwiesen.

Als ein wesentlicher Vorteil wird bei verschiedenen MSR-Konzepten die Reduzierung der anfallenden Mengen von Aktiniden (insbesondere Plutonium, Americium, Curium), die ansonsten in ein Endlager verbracht werden müssten, diskutiert. Solche Konzepte können unter dem Begriff der Partitionierung und Transmutation (P&T) zusammengefasst werden. Völlig offen ist aus heutiger Sicht, inwieweit eine effiziente und kommerziell tragbare Abtrennung der verschiedenen Abfallströme (Aktiniden, gasförmige und feste Spaltprodukte) aus der Salzschnmelze gelingen kann. Realistische Abschätzungen zu erreichbaren Trennfaktoren oder zu Sekundärabfällen aus der chemischen Aufbereitung der Salzschnmelze liegen praktisch nicht vor. Allerdings wäre, selbst wenn unterstellt wird, dass die technischen Probleme auf dem Weg zu einer effizienten und kommerziell tragbaren Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze gelöst werden können, die Bedeutung von P&T zur Lösung der Probleme einer geologischen Endlagerung radioaktiver Abfälle wie in Kap. 4.2 dargestellt von untergeordneter Bedeutung.

Bei der Kernspaltung in einem MSR entstehen ansonsten grundsätzlich ähnliche Mengen an radioaktiven Spaltprodukten wie in heutigen Kernkraftwerken. Aufgrund der bislang nicht genauer spezifizierten Brennstoffkonzepte sind detailliertere Abschätzungen hierzu allerdings bislang nicht möglich.

Da bei MSR die anfallenden radioaktiven Stoffe nicht im festen Brennstoff (in der Form von Brennelementen) eingeschlossen, sondern im Kühlmittel gelöst sind, müssten die unterschiedlichen Abfallströme in jedem Fall geeignet konditioniert werden. Insbesondere für die anfallenden gasförmigen Spaltprodukte sind hierfür geeignete Konditionierungstechniken zu entwickeln. Für Isotope wie Krypton-85 (mit einer Halbwertszeit von ca. 10 Jahren) und Tritium (mit einer Halbwertszeit von ca. 12 Jahren) wird auch die Verwendung einer kryogenischen Lagerung über Zeiträume von ca. einem Jahrhundert diskutiert (IRSN 2015).

Sofern für besonders langlebige Spaltprodukte Abfallformen entwickelt werden können, die eine bessere Rückhaltung in einem Endlager erlauben würden, könnte dies einen Vorteil gegenüber der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente bedeuten.

Aufgrund des großtechnischen Umgangs mit den gelösten radioaktiven Stoffen ist bereits im Normalbetrieb aus heutiger Sicht eher mit dem Problem einer größeren normalbetrieblichen Freisetzung zu rechnen, insbesondere hinsichtlich gasförmiger radioaktiver Spaltprodukte bzw. von Tritium.

Neben den radioaktiven Spaltprodukten entsteht in MSR bei der Verwendung von Salz auf Lithiumbasis durch Neutronenreaktionen in erheblichem Umfang das radioaktive und leicht flüchtige Tritium. Verschiedene Konzepte sehen vor, die Tritiumproduktion zu reduzieren, indem angereichertes Lithium-7 verwendet wird. Inwieweit dies aus ökonomischen Gründen realisierbar sein wird, ist aus heutiger Sicht offen. Um relevante Freisetzungen von Tritium aus der Anlage in die Umwelt auszuschließen, müssten Strukturmaterialien mit einer ausreichenden Rückhaltefähigkeit und Technologien zur Abtrennung von Tritium aus der Salzschnmelze entwickelt werden. Weiterhin müssten Methoden für die längerfristige Lagerung von Tritium entwickelt werden.

Bei Salzschnmelzen auf Chloridbasis wird das sehr langlebige Nuklid Chlor-36 gebildet. Auch für dieses müssten geeignete Entsorgungsstrategien entwickelt werden (IRSN 2015).

In thermischen MSR-Konzepten wird Graphit als Moderator verwendet. Dabei bildet sich u.a. das langlebige und biologisch wirksame Isotop Kohlenstoff-14. Für nukleares Graphit müssen ebenfalls geeignete Entsorgungswege etabliert werden. Auch heute existieren bereits größere Mengen an nuklearem Graphit aus dem Betrieb von gasgekühlten, graphit-modierten Reaktoren, die noch einer geeigneten Entsorgungslösung zugeführt werden müssen (IAEA 2010).

Neben den radioaktiven Abfällen können je nach konkretem Reaktorkonzept bzw. gewählter Wiederaufarbeitungstechnik auch toxische Stoffe entstehen bzw. verwendet werden. So wird zur Beeinflussung der physiko-chemischen Eigenschaften und aufgrund der besseren Löslichkeit von Aktiniden in der Salzschnmelze in verschiedenen Konzepten die Verwendung von Lithium-Beryllium-Salzen diskutiert. Beryllium ist ein hochtoxischer Stoff. Bei der chemischen Aufarbeitung der Salzschnmelze können sich weiterhin toxische Verbindungen wie Wasserstofffluoride bilden.

Schließlich muss auch die verwendete Salzschnmelze nach einiger Zeit ersetzt werden. Auch für die endgültige Entsorgung dieser Salzschnmelze müssen noch geeignete Technologien entwickelt werden (Holcomb 2015).

Ebenfalls unklar ist aus heutiger Sicht, inwieweit die aus der Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze stammenden Abfallprodukte oder die verbrauchte Salzschnmelze selbst gemeinsam mit heutigen

hochradioaktiven Abfällen endgelagert werden könnten oder inwieweit hierfür eigene Endlagerstandorte gesucht und erschlossen werden müssten.

Angaben zum erforderlichen Rückbau von MSR nach Ende ihrer betrieblichen Lebensdauer und den dabei anfallenden Mengen radioaktiver Abfälle liegen nicht vor.

7.3.4. Ökonomie

Als eine wesentliche Herausforderung für MSR wird in (Holcomb 2015) die Realisierbarkeit eines ökonomisch konkurrenzfähigen Reaktorkonzepts formuliert. Die Möglichkeit hoher Betriebstemperaturen und damit verbundener hoher Effizienz bei der Stromerzeugung sowie die Betriebsweise bei niedrigem Druck im Kühlkreislauf würden dabei potenzielle Kostenvorteile ermöglichen. Allerdings seien insbesondere die Investitionskosten sowie die Frage der Verfügbarkeit, die wesentlich für die kommerzielle Konkurrenzfähigkeit eines Reaktorsystems sind, aus heutiger Sicht nicht einschätzbar.

Der Einsatz von Salzschnmelzen als Kühlmittel sowohl im primären wie im sekundären Kühlkreislauf im Gegensatz zur heute (nicht nur im Bereich der Kerntechnik) üblichen Wasserkühlung setzt die Entwicklung und Herstellung von geeigneten Komponenten und Werkstoffen voraus. Diese müssen mit der im Bereich der Kerntechnik erforderlichen höchsten Zuverlässigkeit hergestellt und geprüft werden. Vor diesem Hintergrund ist, auch bei einem weitgehend drucklosen Kühlkreislauf, nicht von einem relevanten Einsparpotential im Bereich der Investitionskosten eines MSR zu rechnen. Weiterhin ist davon auszugehen, dass die erforderliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung und deren Kopplung mit dem Reaktorsystem zu insgesamt eher höheren Investitionskosten führen werden als bei heutigen Reaktorsystemen.

Mit Blick auf die potenzielle Verfügbarkeit eines MSR besteht der Vorteil von MSR-Systemen mit in der Salzschnmelze gelöstem Brennstoff darin, dass der Reaktor während des Betriebs beladen werden kann, also keine Stillstandszeiten für den Austausch von abgebranntem Brennstoff erforderlich werden. Demgegenüber besteht ein besonderes Problem darin, dass der primäre Kühlkreislauf durch die Salzschnmelze stark kontaminiert ist. Daraus resultiert die Notwendigkeit, geeignete Methoden zur weitgehend automatisierten Inspektion und Instandhaltung von Komponenten und Anlagenteilen zu entwickeln. Kann eine weitgehende Automatisierung nicht erreicht werden, so sind regelmäßige und längerfristige Betriebsunterbrechungen zur Durchführung wiederkehrender Prüfungen und für Instandhaltungsmaßnahmen zu erwarten. Dies kann die betriebliche Verfügbarkeit solcher Reaktorkonzepte erheblich einschränken.

Auch ist als offen anzusehen, inwieweit aufgrund materialtechnischer Grenzen ein regelmäßiger Austausch von Komponenten im primären Kühlkreislauf erforderlich sein wird. (Peterson 2015) geht beispielsweise davon aus, dass ein regelmäßiger Austausch von zentralen Komponenten (bis hin zum Reaktorbehälter) aufgrund der kompakten Größen und geringen Massen bei MSR im Leistungsbereich von 50-600 MW möglich und kommerziell tragfähig sei. Inwieweit dies auch auf die im GIF diskutierten Reaktorkonzepte mit Leistungsgrößen von 3000 MW thermischer Leistung übertragbar ist, ist offen.

Ökonomische Vorteile eines MSR gegenüber heutigen Reaktorkonzepten sind vor diesem Hintergrund nicht zu erwarten.

7.3.5. Proliferation

Bereits in (GIF 2002) wird festgestellt, dass MSR grundsätzlich mit unterschiedlichsten Brennstoffen betrieben werden können. Dabei sind sowohl Betriebsweisen mit einer hohen Konversion, also

dem Erbrüten von neuem Spaltstoff denkbar, als auch reine Einsatzweisen als „Brenner“ zur Reduzierung von Aktinidenbeständen. In (GIF 2002) wurde das MSR-Konzept vor allem als thermischer Reaktor in seiner Funktion als Aktiniden-„Brenner“ mit Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze diskutiert. Aufgrund der Funktion als „Brenner“ sei dabei keine kontinuierliche Wiederaufarbeitung erforderlich, vielmehr könne die Salzschnmelze auch diskontinuierlich „off-line“ wiederaufgearbeitet werden. Gemäß (GIF 2014) werden seit 2005 dagegen vor allem Anwendungen eines MSR als schneller Brutreaktor (MSFR) verfolgt. In MSFR-Konzepten wird typischerweise in einer eigenen Salzschnmelze neues Spaltmaterial erbrütet, das anschließend in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage abgetrennt und der Brennstoff-Salzschnmelze zugeführt wird.

In MSR-Konzepten ist aufgrund der vorgesehenen Vor-Ort-Wiederaufarbeitung grundsätzlich von einer Zugriffsmöglichkeit auf abgetrennten Spaltstoff auszugehen.

Inwieweit durch eine geeignete Prozessführung dieser Spaltstoff jeweils in einer nicht unmittelbar kernwaffenfähigen Form vorliegt, bzw. wie hoch eine eventuell verbleibende Barriere vor einem Zugriff auf direkt waffentaugliches Material ist, hängt wesentlich vom letztlich gewählten Reaktordesign und Brennstoffkonzept ab. In jedem Fall werden sich damit auch für MSR Fragen nach der Proliferationsresistenz und den Möglichkeiten der Spaltmaterialflusskontrolle stellen. Im Rahmen von GIF wurde für ein exemplarisches Reaktorkonzept des MSFR eine Analyse von Proliferationsrisiken durchgeführt (GIF 2011b).

Das konkret betrachtete MSFR-Design basiert nach (GIF 2011b) auf einem Thorium-Uran-Brennstoff. Zum Start des Reaktors kann entweder Uran-233 aus anderen MSFR-Reaktoren oder eine Plutonium/Aktiniden-Mischung aus wiederaufgearbeitetem Brennstoff existierender Leichtwasserreaktoren verwendet werden. Aus der Brennstoff-Salzschnmelze werden im Rahmen einer Batch-Verarbeitung die entstehenden Lanthaniden-Spaltprodukte entzogen. Dabei werden in einem ersten Verarbeitungsschritt das enthaltene Uran, Neptunium und 90% des Plutoniums abgetrennt und sofort wieder der Brennstoff-Salzschnmelze zugeführt. In einem zweiten Verarbeitungsschritt werden die verbleibenden Aktinide zusammen mit Protactinium abgetrennt und wieder der Brennstoff-Salzschnmelze zugeführt. In einem dritten Verarbeitungsschritt wird das Thorium von den Lanthaniden getrennt. Weiterhin verfügt der MSFR über eine Salzschnmelze, in der aus Thorium frisches Uran-233 produziert wird. Auch aus dieser „Brut“-Salzschnmelze wird regelmäßig der Spaltstoff gezielt abgetrennt und für den späteren Einsatz im Reaktor oder als „Start“-Spaltmaterial für weitere MSFR-Reaktoren gelagert. Damit ergeben sich verschiedene Proliferationsrisiken, bzw. es stellen sich verschiedene Anforderungen an die Spaltmaterialkontrolle.

Als günstig hinsichtlich der Spaltmaterialkontrolle wird die Eigenschaft von MSFR angesehen, dass nur die für den kurzfristigen Betrieb des Reaktors erforderliche Menge an Spaltstoff im System vorhanden sein muss, da die Brennstoff-Salzschnmelze innerhalb von wenigen Sekunden einmal im primären Kühlkreislauf umgewälzt wird. Allerdings erfordert dies auch die kontinuierliche Regelung des Spaltstoffgehalts in der Salzschnmelze, wozu zumindest ein begrenzter externer Spaltstoffvorrat erforderlich ist. Auch beläuft sich das Inventar eines MSFR mit 3 GW thermischer Leistung nach (GIF 2011b) im Gleichgewichtsbetrieb auf ca. 4,7 Tonnen Uran-233 (mit einem Anteil von 62% im Gesamturan). Bei einer kritischen Masse von ca. 25 kg (bei dieser Isotopenzusammensetzung des Urans) entspricht das Inventar ca. 190 kritischen Massen. Die von Uran-233 ausgehenden Proliferationsgefahren werden auch durch den in solchem Uran-233 enthaltenen Uran-232-Anteil mitbestimmt, vgl. auch Kap. 4.1, für das betrachtete MSFR-Konzept liegt der Uran-232-Anteil unter Gleichgewichtsbedingungen bei ca. 1700 ppm.

Die Spaltmaterialüberwachung des Inventars eines laufenden MSFR kann nach (GIF 2011b) beispielsweise durch eine online-Messung des Spaltanteils in der Salzschnmelze oder auch durch eine

Überwachung der Betriebstemperatur des Reaktors (die aufgrund von neutronenphysikalischen Rückkopplungseigenschaften mit dem Spaltmaterialanteil in der Salzschnmelze korreliert ist) überwacht werden. Angaben dazu, wie eine Überwachung der Salzschnmelze in den Abblasstanks (bei notwendigen Instandhaltungen am primären Kühlkreislauf) erfolgen soll, finden sich in (GIF 2011b) nicht.

Für den Start eines MSFR auf Thoriumbasis ist eine Spaltstoffmenge entsprechend dem Gleichgewichtsinventar eines Reaktors erforderlich. Für einen MSFR wären dies also ca. 4,7 Tonnen Uran-233 oder Plutonium. Dieser Spaltstoff muss entweder durch die Wiederaufarbeitung abgebrannter LWR-Brennstoffe mit den damit verbundenen Proliferationsgefahren gewonnen werden. Alternativ müsste in existierenden MSFR ein Überschuss an Uran-233 erbrütet, abgetrennt und in abgetrennter Form für den Einsatz in einem neuen MSFR zur Verfügung gestellt werden.

In der „Brut“-Salzschnmelze eines solchen MSFR befindet sich nach (GIF 2011b) ein Inventar von 61,3 kg Uran-233 (mit einem Anteil von 99% im Gesamturan und einer Anteil von ca. 600 ppm Uran-232). Dies entspricht bei dieser Uranszusammensetzung ca. 4 kritischen Massen von Uran-233. Mit Blick auf dieses Inventar stellt (GIF 2011b) fest, dass in MSFR-Konzepten auf einen solchen Brutmantel verzichtet werden könnte, um damit verbundene Proliferationsgefahren auszuschließen.

Hier zeigt sich exemplarisch ein fundamentales Problem beim Design von zukünftigen Reaktorkonzepten. Diese sollen Vorteile gegenüber der heutigen Kernenergienutzung mit Blick auf alle betrachteten Bewertungskriterien ermöglichen. Von den Designern des MSFR wurde mit Blick auf das Kriterium „Ressourceneffizienz“ ein Brutmantel konzipiert, um eine hohe Ausnutzung von Thorium durch Umwandlung in Uran-233 zu ermöglichen. Dies führt jedoch zu konkreten Proliferationsgefahren aufgrund des notwendigen Umgangs mit größeren Mengen an hochreinem, abgetrenntem Uran-233. Um mit Blick auf das Kriterium „Proliferationsresistenz“ Vorteile oder doch zumindest keine höheren Proliferationsrisiken aufzuweisen, wird andererseits vorgeschlagen, auf den Brutanteil im MSFR zu verzichten. Aufgrund welchen Kriteriums sich am Ende ein konkretes Design durchsetzen wird ist damit aus heutiger Sicht völlig offen. Klar ist jedoch, dass gegenwärtig kein Design verfolgt wird, dass gleichzeitig Vorteile mit Blick auf die Ressourceneffizienz und auf die Proliferationsresistenz aufweist.

Mit Blick auf die Vor-Ort-Wiederaufarbeitung des diskutierten MSFR-Konzept stellt (GIF 2011b) fest, dass die eigentlichen Wiederaufarbeitungsschritte noch nicht soweit spezifiziert seien, dass eine detaillierte Analyse der Proliferationsgefahren möglich wäre. Als grundsätzlich vorteilhafte Eigenschaften im Zusammenhang mit solchen Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlagen wird jedoch benannt, dass aufgrund des mit dem Uran-233 zugleich produzierten und abgetrennten Uran-232-Anteils ein Umgang mit und ein Transport von abgetrenntem Uran aufgrund der hohen Strahlung erschwert sei. Weiterhin würde die Prozessführung in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung aufgrund der hohen Radioaktivität der Salzschnmelze eine starke Abschirmungen und eine automatisierte Verarbeitung erfordern, was zugleich hohe passive Barrieren gegenüber einer Abzweigung von Spaltmaterial darstelle. Durch geeignete Sicherheitsmaßnahmen (Safeguards) der IAEA könne daher eine unentdeckte Abzweigung mit hoher Sicherheit ausgeschlossen werden.

(Holcomb 2017) stellt fest, dass MSR-Konzepte je nach tatsächlichem Design anfällig oder resistent gegen eine Abzweigung kernwaffenfähiger Materialien sein können. In jedem Fall ändern sich die Ansätze zur Spaltmaterialkontrolle (Safeguards) grundsätzlich, da der Spaltstoff sich nicht mehr in einzelnen, klar zu verifizierenden Brennelementen sondern in einem gelösten Zustand befindet. Günstig sei, dass bauliche Änderungen an der Anlage mit dem Ziel einer Abzweigung von spaltbarem Material aufgrund der hohen Strahlung der flüssigen Salzschnmelze schwierig seien

und aufgrund der geringen Überschussreaktivität während des Betriebs eine verdeckte Abzweigung von Spaltmaterial nicht möglich wäre.

Auch (Flanagan 2015) stellt fest, dass sich bei MSR das Spaltmaterial über den gesamten Kühlkreislauf (Rohrleitungen, Wärmetauscher, Ablassbecken etc.) verteilt, während sich bei festen Brennstoffen das zu überwachende Spaltmaterial in den Brennelementen konzentriert, so dass grundsätzlich andere Safeguardskonzepte erforderlich werden. Arbeiten zur Umsetzung von Safeguardskonzepten für MSR seien durch die U.S. National Nuclear Security Administration des DoE begonnen worden (Holcomb 2017). Ziel dieser Arbeiten sei insbesondere die Unterstützung der IAEA zur Entwicklung von Safeguardstechnologien und -strategien. Diese Arbeiten sollten bereits möglichst frühzeitig in das Design von MSR-Konzepten eingehen, da eine spätere Anpassung typischerweise mit höheren Kosten und Einschränkungen in der Verfügbarkeit der Anlagen einhergingen (Flanagan 2015).

Hinsichtlich von Eigenschaften des physischen Schutzes eines MSFR kommt (GIF 2011b) zum Schluss, dass hierzu bislang keine Aussagen möglich seien, da noch kein ausreichend fortgeschrittenes Design vorliege.

In MSR werden weiterhin größere Mengen an Tritium entstehen. Tritium ist ein für fortgeschrittene Kernwaffendesigns notwendiges Isotop. In geboosteten Kernwaffen wird Tritium zur Erhöhung der Sprengkraft bzw. zur Miniaturisierung von Kernwaffendesigns eingesetzt. Hinsichtlich der Problematik der Tritiumproduktion in MSR finden sich in (GIF 2011b) keinerlei Analysen oder Aussagen, auch wird die Frage im Rahmen der grundsätzlichen Methodik des GIF, wie sie in (GIF 2011a) entwickelt wurde, nicht behandelt.

Auch Lithium in Form von Lithiumdeuterid spielt eine wichtige Rolle in fortgeschrittenen Kernwaffen. Durch Neutroneneinfang in Lithium-6 wird Tritium gebildet, das durch eine Fusionsreaktion mit Deuterium stark zur Energiefreisetzung in thermonuklearen Kernwaffen beiträgt. Damit weisen Technologien zur Anreicherung von Lithium-6 auch einen Dual-Use-Charakter auf. Da für MSR die Verwendung von angereichertem Lithium-7 diskutiert wird, muss auch der Verbleib des dabei abgetrennten Lithium-6 sowie die Überwachung der Anreicherungstechnologien hinsichtlich der Proliferationsgefahren von MSR berücksichtigt werden. Für neue Anreicherungsverfahren für Lithium-7 im Zusammenhang mit der Entwicklung von MSR-Konzepten wurden beispielsweise in China Patente angemeldet (Xu 2015). Auch zu dieser Problematik finden sich in (GIF 2011b) keinerlei Aussagen.

7.4. Fazit

Arbeiten an MSR-Konzepten wurden in den 1940er Jahren begonnen und bis in die 1970er Jahre hinein durchgeführt. Der damals erreichte Entwicklungsstand kann mit einem Technology Readiness Level von 2-3 abgeschätzt werden. Erst Anfang der 2000er Jahre wurden erneut Forschungen im Bereich der MSR angestoßen, die sich zunächst auf eine Reproduktion der in den 1960er und 1970er Jahren erreichten Erkenntnisse konzentrierten. Damit ist heute etwa wieder der Ende der 1970er Jahre erreichte Entwicklungsstand realisiert. Es bestehen noch offene Forschungsfragen in praktisch allen relevanten Technologiebereichen, die für einen MSR notwendig sind.

Der für die weitere Entwicklung eines MSR notwendige Forschungsaufwand wird von GIF mit mehreren Milliarden US\$ abgeschätzt. Aufgrund der Zeitpläne des GIF ist nicht zu erwarten, dass vor dem Jahr 2060 ein erster kommerzieller Prototyp in Betrieb gehen könnte. Verschiedene industrielle Entwickler versprechen eine demgegenüber deutlich frühere Marktbereitschaft, allerdings liegen

zu deren Reaktorkonzepten keinerlei belastbare Unterlagen vor, so dass solche Aussagen als hochspekulativ einzuschätzen sind.

Aufgrund von inhärenten Eigenschaften von MSR wird diesen vielfach das Potenzial einer gegenüber heutigen Reaktorkonzepten erhöhten Sicherheit zugeschrieben. Eine tatsächliche Umsetzbarkeit solcher Potenziale in einem konkreten Design ist jedoch bislang nicht nachgewiesen. In jedem Fall stellt die Entwicklung von geeigneten Strukturmaterialien, neuen Methoden zur Modellierung und Berechnung dieser Systeme sowie von automatisierten Überwachungs- und Instandhaltungstechnologien eine notwendige Voraussetzung dar, um postulierte Sicherheitsvorteile realisieren zu können. In jedem Fall werden MSR aufgrund des stark kontaminierten primären Kühlkreislaufs auch hohe Anforderungen an den betrieblichen Strahlenschutz stellen.

MSR bieten aufgrund einer günstigen Neutronenbilanz die Möglichkeit, zusätzliche Mengen an frischem Spaltmaterial zu erbrüten. Unter der Voraussetzung einer weltweiten, langfristigen Nutzung der Kernenergie ist dies zur Ausnutzung der vorhandenen Ressourcen an Uran oder Thorium günstig. Allerdings ist dies angesichts der bekannten Ressourcen wenn überhaupt höchsten extrem langfristig von Bedeutung, vgl. Kap. 4.1.3.

Mit Blick auf die Abfallproblematik können MSR zu einer Reduzierung der Aktinidenproduktion beitragen. Hinsichtlich der Anforderungen an eine Endlagerung radioaktiver Abfälle ist dies jedoch von untergeordneter Bedeutung. Aufgrund der gezielten Abtrennung verschiedener Abfallströme (gasförmige Spaltprodukte, Lanthaniden, Metall) müssen spezifische Konditionierungsverfahren für die unterschiedlichen Abfallströme entwickelt werden. Gegenüber heutigen Reaktoren ist mit einem verstärkten Anfall an weiteren spezifischen Radionukliden (wie Tritium, Chlor-36, Kohlenstoff-14, Salze) oder toxischen Stoffen (Beryllium) zu rechnen. Für diese Nuklide sind eigene Entsorgungspfade aufzubauen. Ob alle relevanten Stoffe mit heutigen Endlagerkonzepten verträglich sind ist dabei noch nicht abschätzbar.

Ökonomische Vorteile eines MSR gegenüber heutigen Reaktorkonzepten sind nicht zu erwarten. Insbesondere die tatsächlichen Investitionskosten zukünftiger MSR sowie deren tatsächlich realisierbare Verfügbarkeit sind nicht abschätzbar.

Die mit MSR einhergehenden Proliferationsgefahren werden wesentlich vom letztlich realisierten Brennstoffkonzept abhängen. Da MSR diesbezüglich eine besondere Flexibilität aufweisen, ist eine breite Vielfalt von Brennstoffkonzepten denkbar. Auch kann noch während der Betriebszeit eines MSR das Brennstoffkonzept variiert werden. Die heute vom GIF als Referenzsystem diskutierten MSFR-Konzepte verfügen über einen eigenen Brutbereich, mit dem hochreines Uran-233 produziert werden soll. Da MSR-Konzepte immer eine (Vor-Ort)-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze vorsehen, sind grundsätzlich auch die Proliferationsgefahren dieses Anlagenteils mit zu berücksichtigen. Daher gehen von solchen Konzepten immer auch entsprechende Proliferationsrisiken aus. MSR werden wie heutige Reaktoren einer Spaltmaterialkontrolle (Safeguards) durch die IAEA unterliegen müssen. Geeignete Überwachungskonzepte sind für solche Anlagen noch zu entwickeln.

8. Kleine, modulare Reaktoren (Small Modular Reactors, SMR)

Als kleine Reaktoren werden von der Internationalen Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency - IAEA) Reaktoren bis zu einer Leistungsgröße von 300 MW elektrischer Leistung (MWe) definiert (IAEA 2014a). Als modular wird ein System bezeichnet, bei dem ein Kraftwerk aus einzelnen Reaktor-Modulen besteht. Diese Module sollen vollständig oder in wenigen Komponenten in zentralen Fabriken hergestellt, an die gewählten Standorte transportiert und dort in kurzer Zeit aufgebaut werden können. Mehrere Module geringer Leistung können dabei an einem Standort zu einer größeren Anlage zusammengefasst werden (DOE 2017b).

Das Anwendungsfeld solcher kleiner, modularer Reaktoren (Small Modular Reactors, SMR) wird insbesondere auch im Einsatz in entfernten, nur gering besiedelten Gebieten oder in Ländern ohne gut ausgebautes Stromnetz gesehen (DOE 2017a).

Als wesentlicher sicherheitstechnischer Vorteil kleiner Reaktoren wird die Möglichkeit diskutiert, durch die verstärkte Nutzung passiver Systeme (Naturumlauf, Wärmeleitung, Luftzirkulation) zur Nachwärmeabfuhr und in Verbindung mit einer daraus resultierenden hohen Karenzzeit bei Stör- und Unfallszenarien ein besonders hohes Sicherheitsniveau zu realisieren (Buchholz et al. 2015).

Durch die „standardisierte“, fabrikmäßige Produktion von modularen Reaktoren sollen sowohl die Investitionskosten wie die Bauzeiten eines solchen Systems minimiert werden (DOE 2017a). Dadurch soll ein ökonomisch konkurrenzfähiges System realisierbar sein.

Grundsätzlich sind im Rahmen von SMR viele verschiedene Reaktorkonzepte denkbar. (IAEA 2014a) beschreibt bei über 45 in Entwicklung befindlichen SMR-Konzepten beispielsweise 22 wassergekühlte und neun gasgekühlte Konzepte im Detail. (Buchholz et al. 2015) diskutieren 69 SMR-Konzepte, davon 32 Leichtwasser-, 22 flüssigmetallgekühlte, 2 schwerwassergekühlte, 9 gasgekühlte und 4 Salzschmelze-Reaktorkonzepte. Mit Blick auf die grundsätzlichen Eigenschaften von flüssigmetallgekühlten Reaktoren sei an dieser Stelle auf die konzeptionelle Diskussion in Kap. 5 verwiesen, bezüglich gasgekühlter Reaktoren auf Kap. 6 und hinsichtlich MSR auf Kap. 7.

Die folgende Diskussion konzentriert sich demgegenüber im Wesentlichen auf leichtwassergekühlte SMR-Konzepte. Diese erfordern gegenüber der heute existierenden Reaktortechnik die geringsten technischen Weiterentwicklungen und haben daher grundsätzlich die größten Realisierungschancen. Auch können für diese die generischen Eigenschaften solcher Reaktoren, also die geringe Leistungsgröße und die modulare Bauweise, exemplarisch bewertet werden.

8.1. Systembeschreibung

Die folgende Darstellung konzentriert sich auf SMR-Konzepte basierend auf Weiterentwicklungen heutiger Leichtwasserreakorttechnologie. Ein derartiger Reaktor ist gegenwärtig in Argentinien im Bau (Carem-25), weitere derartige Reaktorkonzepte befinden sich beispielsweise in den USA, in Korea, in China oder in Russland in Bau oder in der Entwicklung (siehe Kap. 8.2.2).

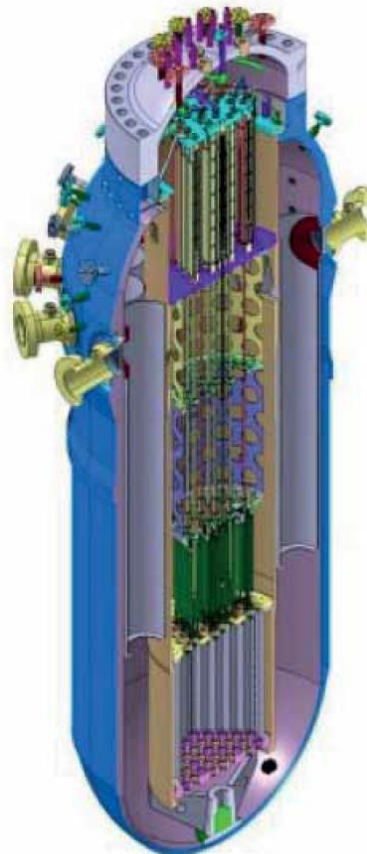
Beim argentinischen Carem-25 handelt es sich um einen integralen Leichtwasserreaktor. Die argentinischen Entwickler stufen dieses Reaktorkonzept selbst als einen inhärent sicheren Reaktor der Generation IV ein (MacLachlan 2006). Die folgende Systemdarstellung basiert, soweit nicht anders angegeben, auf (IAEA 2014a).

Die Entwicklung dieses Reaktorkonzepts begann im Jahr 1984. Von 2001 bis 2002 wurde das Konzept vom GIF evaluiert und 2006 als prioritäres nationales Entwicklungsprojekt in Argentinien gelistet. Im Jahr 2009 wurde der Sicherheitsbericht für den Carem-25 bei der argentinischen Auf-

sichtsbehörde eingereicht, 2012 wurde mit ersten Bauarbeiten am Standort begonnen. Im November 2011 wurde als Termin für eine Beladung des Reaktors mit Brennstoff das Jahr 2016 genannt (Xie & Freebairn 2011). Im September 2013 hat die argentinische Aufsichtsbehörde eine erste Teilerrichtungsgenehmigung erteilt. Offizieller Baubeginn war im Februar 2014. Mit der Inbetriebnahme soll gemäß (IAEA 2014a) mittlerweile 2018 begonnen werden. Angaben dazu, ob die argentinische Aufsichtsbehörde bereits eine Genehmigung zum Betrieb des Reaktors erteilt hat, liegen nicht vor. Der Reaktor ist als ein kommerzieller Prototyp für zukünftige Reaktoren im Leistungsbereich von 150-300 MWe gedacht. Gemäß (Isted 2011) ist sogar vorgesehen, die Leistungsgrößen auf 300 oder gar 600 MWe anzuheben.

Bei einem integralen Reaktor befindet sich der primäre Kühlkreislauf mit allen zugehörigen Komponenten vollständig im Reaktordruckbehälter, wodurch u. a. die Möglichkeit für einen Kühlmittelverluststörfall mit großem Leckquerschnitt (large-break LOCA) vermieden wird. Beim Carem-25 sind sowohl der Druckhalter, die Steuerstäbe als auch zwölf gleichartige Dampferzeuger innerhalb des Reaktordruckbehälters untergebracht. Dieser weist eine Höhe von 11 m und einen Durchmesser von 3,2 m auf.

Abbildung 8-1: Prinzipienbild des Reaktordruckbehälters des Carem-25



Quelle: (IAEA 2012c)

Der Reaktor wird mit Leichtwasser gekühlt. Der primäre Kühlkreislauf wird durch Naturumlauf angetrieben, d.h. es sind keine Hauptkühlmittelpumpen erforderlich. Der Kühlmitteldruck wird mit 12,25 MPa angegeben, die Kühlmitteltemperatur liegt bei 284°C am Kerneintritt und 326°C beim

Kernaustritt. Im sekundären Kühlkreislauf wird das Speisewasser durch elektrisch betriebene Pumpen in die Dampferzeuger gefördert.

Der sekundäre Kühlkreislauf befindet sich bis zu den Speisewasser- bzw. Frischdampfabschlussarmaturen innerhalb des Sicherheitsbehälters. Er steht im Normalbetrieb unter einem Druck von 4,7 MPa und soll dazu ausgelegt sein, auch bei einem Bruch eines Dampferzeugerheizrohrs dem primärseitigen Kühlmitteldruck standzuhalten (Giménez 2011).

Als Brennstoff ist niedrig angereichertes Uran mit 3,1% Anreicherung vorgesehen, es sollen Abbrände von 24 GWd/t erreicht werden.

Nach einer Betriebszeit von 510 Volllasttagen soll die Hälfte des Kerns entladen und durch frischen Brennstoff ersetzt werden (Giménez 2011).

Zur Steuerung des Reaktors sind Steuerstäbe vorgesehen. Es ist keine Zugabe von Bor zum primären Kühlmittel zur Reaktivitätskontrolle erforderlich (Giménez 2011). Die Not- und Nachkühlung erfolgt über ein zweifach redundantes, passives System, für weitere Details siehe Kap. 8.3.1.

8.2. Aktuelle Entwicklungen und bisherige Erfahrungen

8.2.1. Bisherige Erfahrungen

Eine gute Zusammenfassung historischer Entwicklungen zu SMR gibt beispielsweise (Ramana 2015).

Erste Entwicklungsarbeiten zu kleinen, kompakten Reaktoren fanden demnach in den USA zwischen 1946 und 1961 mit dem Ziel der Entwicklung eines Antriebssystems für Langstreckenbomber der U.S. Air Force statt. Hierfür wurde bis zur Einstellung des Programms ca. eine Mrd. US\$ aufgewendet.

Parallel fand durch die U.S. Navy die Entwicklung kompakter Reaktoren für U-Boot-Antriebe statt. Derartige Antriebsreaktoren müssen zwar kompakt ausgelegt sein, es werden an sie jedoch keine relevanten Anforderungen hinsichtlich eines ökonomischen Dauerbetriebs gestellt. Vielmehr sollen sie U-Booten eine lange Einsatzdauer ohne die Notwendigkeit eines Auftauchens oder Nachtankens ermöglichen.

Auch die U.S. Army entwickelte kleine Reaktoren mit dem Ziel einer Versorgung abgelegener Einrichtungen, beispielsweise in der Antarktis oder auf Grönland. Aufgrund einer Vielzahl von Störungen und Störfällen und der Möglichkeit, derartige Reaktoren durch konventionelle Dieselmotoren zu ersetzen, wurden derartige Ansätze jedoch 1976 wieder eingestellt.

Auch im zivilen Bereich wurden in den USA ab den 1950er Jahren 17 Reaktoren mit einer Leistungsgröße von weniger als 300 MWe errichtet. Besonders bekannt wurde dabei einer der ersten von der U.S. Atomic Energy Commission geförderten Reaktoren, der kleine, flüssigmetallgekühlte Reaktor Fermi-1, vgl. auch Kap. 5. Baustart dieses Reaktors war im Jahr 1956, die Inbetriebnahme erfolgte 10 Jahre später im Jahr 1966. Bereits 1972 musste dieser Reaktor jedoch nach einer Kernschmelze endgültig stillgelegt werden.

Ab Ende der 1960 Jahre wurden Reaktoren kleiner Leistungsgrößen zunehmend durch Kraftwerke mit größeren Leistungen, zunächst im Bereich von 600-900 MWe, später auch von 1.000-1.300 MWe abgelöst. Die Ursache dafür liegt in den ökonomischen Vorteilen größerer Reaktoren („economy of scale“). Da die Kosten für Errichtung und Betrieb eines Reaktors nicht linear mit der

Leistungsgröße zunehmen, haben sich immer größere Reaktoren gegenüber kleineren Konzepten durchgesetzt.

Bereits 1955 wurde jedoch argumentiert, dass eine Entwicklung hin zu größeren Reaktoren dazu führen würde, dass kleinere Unternehmen von Bau und Betrieb von Kernkraftwerken zukünftig ausgeschlossen seien und auch abgelegene Regionen mit geringerem Energiebedarf bzw. Länder mit gering entwickelter Infrastruktur nicht mehr von den erwarteten Vorteilen der Kernenergie profitieren könnten. Daher wurden von der U.S. Atomic Energy Commission gezielt auch Konzepte für kleine, modulare Reaktoren gefördert. In diesem Kontext wurden in den USA der Piqua-, der Bonus-, der Elk-River- sowie der La Crosse-Reaktor errichtet.

Beim Piqua handelte es sich um einen mit einem organischen Öl gekühlten Reaktor von 12 MWe. Der Reaktor wurde zwischen 1960 und 1963 errichtet und nach verschiedenen Störungen und Störfällen bereits nach drei Betriebsjahren 1966 wieder endgültig stillgelegt.

Beim Bonus handelte es sich um einen Siedewasserreaktor mit 17 MWe, der mit überhitztem Dampf betrieben wurde. Er wurde zwischen 1960 und 1964 errichtet und nach vier Jahren Betrieb im Jahr 1968 endgültig stillgelegt.

Beim Elk-River-Reaktor handelte es sich um einen einfachen Siedewasserreaktor mit 22 MWe. Dieser Reaktor war bereits vom Grundsatz als ein „modularer“ Reaktor konzipiert, dessen Reaktordruckbehälter aufgrund seiner begrenzten Größe auch mit konventionellen Schwerlasttransportern auf der Straße bis in entlegene Regionen hätte transportiert werden können. Er wurde ab Januar 1959 errichtet und nahm nach 66 Monaten, am ersten Juli 1964 offiziell seinen kommerziellen Betrieb auf. Nach Entdeckung von Leckagen am primären Kühlkreislauf wurde beschlossen, dass eine Reparatur zu teuer sei. Am ersten Februar 1968, nach weniger als vier Jahren Betrieb, wurde der Reaktor daher endgültig stillgelegt.

Beim La Crosse handelte es sich ebenfalls um einen Siedewasserreaktor mit einer Leistung von 48 MWe. Er wurde ab 1963 errichtet und nahm nach sechs Jahren Bau- und Probetriebszeit 1969 seinen kommerziellen Betrieb auf. Er wurde für 18 Jahre, bis zum 30. April 1987 betrieben. Dann wurde er stillgelegt, da sich ein weiterer Betrieb aus ökonomischen Gründen aufgrund der kleinen Leistungsgröße nicht rechtfertigte.

Im langjährigen Mittel erreichte der La Crosse Verfügbarkeiten von 50% (IAEA 2017).

Eine erneute Diskussion um SMR kam in den USA Anfang der 1980er Jahre auf, als erkannt wurde, dass auch die in den 1970er Jahren beauftragten neuen Leichtwasserreaktoren größerer Leistung aufgrund von Kosteneskalationen und langen Bauzeiten nicht mehr ökonomisch konkurrenzfähig errichtet werden konnten. Daher wurde schon zum damaligen Zeitpunkt als Alternative zu immer größeren Leistungseinheiten die Entwicklung von kleinen, fabrikproduzierten und hochgradig standardisierten Reaktoren vorgeschlagen. Es wurde dabei angenommen, dass solche SMR-Konzepte durch Kostenreduktionen in der Herstellung und eine drastische Verkürzung von Bauzeiten wieder ökonomisch konkurrenzfähig werden könnten.

Auch Ende der 1990er Jahre wurden im Zusammenhang mit Diskussionen um eine Renaissance der Kernenergie verstärkt wieder einmal kleinere Reaktorkonzepte diskutiert. In einer Evaluation Fortgeschrittener Nuklearsysteme für das TA-Programm des Schweizerischen Wissenschaftsrats vom April 1999 (Liebert et al. 1999) wurden auch SMR-Konzepte betrachtet. Neben einem HTR-Modul, vgl. Kap. 6 wurde damals auch das Konzept eines fortgeschrittenen Leichtwasserreaktors diskutiert. Dabei handelte es sich um das Konzept „Process Inherent Ultimate Safety“ (PIUS) der

Firma ABB Atom. Die wesentlichen Aussagen der damaligen Untersuchung werden hier nochmals zusammengefasst.

Das PIUS-Konzept wurde seit Ende der 1970er Jahre spezifisch als ein sehr robustes Reaktorkonzept mit einem hohen Sicherheitsniveau entwickelt. Dabei lagen sowohl Konzeptentwürfe auf DWR wie auf SWR-Basis vor.

Für dieses Reaktorkonzept, das sowohl in einer Variante mit geringer thermischer Leistung von 220-400 MWe als auch mit einer mittleren Leistungsgröße vom 640 MWe diskutiert wurde, wurden als wesentliche Sicherheitseigenschaften ein passives Abschaltsystem durch einen großen, borierten Wasserpool und eine passive Wärmeabfuhr über große Wasservorräte benannt, der Reaktor sollte damit Konzepten der inhärenten Sicherheit nahe kommen. Der Reaktor sollte vollständig ohne Eingriffe von Bedienpersonal betrieben werden können. Für dieses Konzept wurden auch Probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt, die eine Häufigkeit von Kernschäden von weniger als 10^{-7} pro Jahr ergeben hätten.

Allerdings wurde auch damals schon kritisch hinterfragt, inwieweit die für das Konzept in Anspruch genommenen Sicherheitseigenschaften denn auch tatsächlich erreichbar seien, wobei insbesondere als offen angesehen wurde, inwieweit die Verwendung „inhärent“ sicherer und passiver Komponenten und Systeme und die auf dieser Basis postulierten Sicherheitsvorteile auch durch entsprechende Nachweise bzw. experimentelle Bestätigungen abgesichert seien.

Weder mit Blick auf die Brennstoffversorgung, auf die Nachsorge noch hinsichtlich von Proliferationsaspekten wurden relevanten Unterschiede zu heutigen Leichtwasserreaktoren festgestellt.

Für die Errichtungskosten eines Reaktors vom Typ PIUS wurde damals von ca. 10-20% höheren spezifischen Kosten als bei den gegenwärtigen Leichtwasserreaktoren ausgegangen.

Zum damaligen Zeitpunkt wurde der technische Entwicklungsstand der Anlage dahingehend abgeschätzt, dass nur noch wenige Komponententests erforderlich seien und anschließend eine Erprobung durch eine Prototypanlage erfolgen könne. Eine vorläufige Konzeptprüfung war bereits 1994 durch die U.S. NRC erfolgt, ein Antrag auf Auslegungsgenehmigung wurde jedoch nicht eingereicht. Bei weiterer Verfolgung des Konzepts wurde angenommen, dass eine kommerzielle Verfügbarkeit bis 2010 (also innerhalb von 11 Jahren) erreicht werden könne. Da jedoch kein Interesse des Marktes an derartigen Konzepten erkennbar sei, werde dieses Konzept zum damaligen Zeitpunkt nicht aktiv weiterverfolgt. Bei den heute diskutierten Konzepten, vgl. (Buchholz et al. 2015; IAEA 2014a) wird dieses Konzept nicht behandelt.

8.2.2. Aktuelle Entwicklungsansätze, Zeitpläne und technischer Entwicklungsstand

Gegenwärtig befinden sich weltweit vier Reaktoren mit einer Leistung von weniger als 300 MWe in Bau.

In Argentinien wird seit Februar 2014 der Carem-25, ein integraler Druckwasserreaktor mit einer geplanten elektrischen Leistung von 25 MW errichtet, siehe Kap. 8.1.

In China befindet seit Dezember 2012 ein gasgekühlter, graphitmoderierter Kugelhaufenreaktor (HTR-PM, vgl. Kap. 6) mit einer geplanten Leistung von 200 MWe in Bau. Russland baut seit 2007 zwei Reaktoreinheiten vom Typ KLT-40S mit einer geplanten Leistung von 32 MWe, bei denen es sich um weiterentwickelte Reaktoren aus den Schiffsantrieben für Eisbrecher handelt (IAEA 2017).

Im Jahr 2012 wurde in Südkorea eine Designgenehmigung für einen integralen, modularen Reaktor (SMART) mit 100 MW elektrischer Leistung erteilt. Bislang befindet sich dieses Konzept jedoch noch nirgends in Bau.

Die für die Entwicklung eines SMR-Konzepts bis zur Antragsreife benötigten Entwicklungskosten schätzt (Rosner & Goldberg 2011) mit ca. 1 Mrd. US\$ ab.

Für die Entwicklung von neuen SMR-Konzepten hat das U.S. Department of Energy (DoE) im Jahr 2012 das SMR Licensing Technical Support (LTS) Programm gestartet, um die Entwicklung und Genehmigung von SMR in den USA voranzutreiben. Im Rahmen dieses Programms wurden anfänglich vorbereitende Arbeiten zur Genehmigung von SMR-Konzepten sowie für einen konkreten Standort gefördert. Gegenwärtig werden nur noch ein SMR-Design aber zwei Standortanträge gefördert.

In einer ersten Bewerbungsrunde um Förderung durch das DoE bewarben sich vier SMR-Konzepte: NuScale, mPower von Babcock&Wilox, SMR-160 von Holtec sowie Westinghouse SMR von Westinghouse (DOE 2017c). Bei allen vier Konzepten handelt es sich um integrale Druckwasserreaktoren (IAEA 2014a).

Der SMR-160 von Holtec International sieht ein einfaches Design mit vielfältigen passiven Eigenschaften bei einer Leistung von 160 MWe vor. Er soll bei einer Verfügbarkeit von 98% für 80 Jahre Lebensdauer konzipiert und innerhalb von 24 Monaten zu errichten sein. Bei einem Betrieb mit 4,95% angereichertem Uran-235 sollen Abbrände von 32 GWd/Tonne erreicht werden. Für den SMR-160 sollte ein konzeptionelles Design bis Mitte 2015 vorliegen, eine kommerzielle Verfügbarkeit soll bis 2025 erreicht werden (IAEA 2014a).

Das Westinghouse SMR-Design basiert auf dem in den USA in Bau befindlichen AP-1000 und sieht eine Leistung von 225 MWe für ein einzelnes Modul pro Standort bei Nutzung verschiedener passiver Sicherheitseigenschaften vor. Er soll bei einer Verfügbarkeit von 95% für 60 Jahre Lebensdauer konzipiert und innerhalb von 18-24 Monaten zu errichten sein. Bei einem Betrieb mit auf weniger als 5% angereichertem Uran sollen Abbrände von mehr als 62 GWd/Tonne erreicht werden (IAEA 2014a). Im Januar 2014 hat Westinghouse die vorübergehende Einstellung seiner Entwicklungsarbeiten an SMR-Konzepten erklärt (WNA 2017b). Am 29.03.2017 wurde bei der U.S. amerikanischen Aufsichtsbehörde ein Insolvenzantrag für Westinghouse USA gestellt (Handelsblatt 2017). Die Zukunft dieses Reaktorkonzepts ist daher vollständig ungewiss.

Das von B&W gemeinsam mit Bechtel Power Corporation entwickelte mPower-Konzept sieht vor, zwei Module mit einer thermischen Leistung von 180 MWe zu einer Gesamtanlage zu kombinieren. Es soll bei einer Verfügbarkeit von 95% für 60 Jahre Lebensdauer konzipiert und innerhalb von 36 Monaten zu errichten sein. Bei einem Betrieb mit auf weniger als 5% angereichertem Uran sollen Abbrände von mehr als 40 GWd/Tonne erreicht werden. Das Konzept wurde 2009 erstmalig vorgestellt, eine Testeinrichtung wurde 2012 in Virginia, USA. in Betrieb genommen. Durch die Tennessee Valley Authority (TVA) als Betreiber wurde eine Interessensbekundung zur Errichtung und zum Betrieb von bis zu vier Einheiten des mPower abgegeben. Ein Antrag auf Genehmigung durch die U.S. NRC wurde im Jahr 2014 kurzfristig erwartet (IAEA 2014a).

Das Konzept dieses Konsortiums erhielt 2012 den ersten Zuschlag auf Förderung durch das DoE. Über eine Dauer von fünf Jahren wurde damit eine Unterstützung in Höhe von bis zu 50% der anfallenden Entwicklungskosten zugesagt. Bis Ende 2014 wurden vom DoE Mittel in Höhe von 111 Mio. US\$ an das Konsortium ausgezahlt (WNA 2017b).

In 2014 zog sich jedoch TVA aus den Entwicklungsarbeiten wieder zurück (Green 2017). Daraufhin wurden die Entwicklungsaufwendungen auf 15 Mio. US\$ pro Jahr zurückgefahren, die Förderung durch das DoE wurde daraufhin Ende November 2014 eingestellt (DOE 2017b). Bis Februar 2016 hatte das Konsortium mehr als 375 Mio. US\$ für die Entwicklungsarbeiten ausgegeben (WNA 2017b). Im März 2017 hat das Konsortium die Einstellung seiner Entwicklungsbemühungen für den mPower bekannt gegeben, da es nicht gelungen sei, ein Interesse bei späteren Kunden bzw. am Markt zu wecken (Carmel 2017).

NuScale sieht die Entwicklung einer Anlage bestehend aus 12 Modulen von jeweils 45 MWe und einer resultierenden Gesamtleistung von 540 MWe vor. Sie soll bei einer Verfügbarkeit von mehr als 95% für 60 Jahre Lebensdauer konzipiert und innerhalb von ca. 36 Monaten zu errichten sein. Bei einem Betrieb mit auf weniger als 4,95% angereichertem Uran soll ein noch nicht näher bestimmter Abbrand erreicht werden. Bereits 2003 wurde eine erste Testanlage in Betrieb genommen. Ab 2008 wurde eine Konzeptbewertung durch die U.S. NRC beantragt. Die erste kommerzielle Anlage soll im Jahr 2023 in Idaho gebaut werden (IAEA 2014a).

In einer zweiten Ausschreibungsrunde erhielt NuScale den Zuschlag auf Förderung durch das DoE in Höhe von bis zu 217 Mio. US\$ über fünf Jahre. Bis Ende 2016 wurden bereits 167 Mio. US\$ an NuScale ausgezahlt (WNA 2017b). Die Zusammenarbeit zwischen NuScale und dem DoE wird gegenwärtig weiter fortgesetzt (DOE 2017b). Am 31.12.2016 hat NuScale einen Genehmigungsantrags für das NuScale-Design bei der U.S. NRC eingereicht, am 15.03.2017 wurde dieser von der U.S. NRC zu Überprüfung angenommen (NuScale Power 2017). Der Antrag für eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung soll 2018 gestellt werden. NuScale rechnet mit Erteilung der Genehmigung innerhalb von 40 Monaten (WNA 2017b).

(NEA 2016) hat das Marktpotenzial von SMR-Konzepten bis zum Jahr 2035 abgeschätzt. Demnach könnten in einem Maximalszenario bis zu 21 GWe (entsprechend 3% der dann installierten Nuklearkapazität) durch SMR gedeckt werden. In einem Minimalszenario wären etwa 850 MWe in Betrieb. Andere Studien hätten demnach ein Potenzial von 65-85 GWe für das Jahr 2035 ergeben.

8.3. Bewertung

Unter Berücksichtigung der oben dargestellten Informationen erfolgt im Weiteren eine Abschätzung der Erreichbarkeit wesentlicher postulierter Ziele von SMR-Konzepten. Dabei wird auch auf spezifische Probleme dieser Konzepte eingegangen.

8.3.1. Sicherheit

Der Carem-25 soll gemäß (IAEA 2014a) die Anforderungen der WENRA mit Blick auf das gestaffelte Sicherheitssystem erfüllen. Auch sollen für die heutigen Leichtwasserreaktoren wichtige auslösende Ereignisse wie ein großer Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall der primärseitigen Kühlung oder Reaktivitätsstörfälle durch Deborierung oder Steuerstabauswurf aufgrund der integralen Bauweise und der Nutzung des passiven Naturumlaufs ausgeschlossen sein.

Für die Reaktivitätskontrolle sind zwei unabhängige Abschaltssysteme vorgesehen, die auch betrieblich genutzten Steuerstäbe sowie ein Boreinspeisesystem. Das Boreinspeisesystem wird in (Giménez 2011) als passives, durch Gravitation angetriebenes, zweisträngiges Einspeisesystem beschrieben. Die Einspeisung erfolgt durch Öffnen von Absperrventilen nach Auslösung des Systems durch den Reaktorschutz. Das System ist zweifach redundant vorhanden.

Auch heutige Leichtwasserreaktoren weisen (neben ggf. zusätzlich vorhandenen betrieblichen Systemen) mindestens zwei unabhängige und redundante Systeme zur Reaktivitätskontrolle und

Abschaltung des Reaktors auf. Die Abschaltung durch Steuerstäbe unterscheidet sich dabei nicht relevant von der des Carem-25. Inwieweit durch die passive Einspeisung beim Carem-25 im Vergleich zur aktiven Einspeisung mit Boriernsystemen heutiger Leichtwasserreaktoren relevante Sicherheitsvorteile demonstriert werden können, müsste im Rahmen der Genehmigung durch die zuständige Aufsichtsbehörde geklärt werden.

Eine Nachwärmeabfuhr bei Störfällen soll ebenfalls passiv gewährleistet werden. Dazu soll Kühlmittel aus dem Dom des Reaktordruckbehälters entnommen, über Rohrleitungen in Kondensatoren im oberen Bereich des Containments geführt und dort abgekühlt und dann passiv zurück in einen Bereich unterhalb des Reaktorkerns im Reaktordruckbehälter geführt werden (PRHRS) (Giménez 2011). Um die thermohydraulischen Eigenschaften dieses Systems experimentell zu überprüfen wurde in den 1990er Jahre ein Testeinrichtung gebaut und betrieben (IAEA 2009).

Systeme zur (weitgehend) passiven Wärmeabfuhr werden auch bereits heute in Kernkraftwerken eingesetzt. Ein vergleichbares passives System zur Nachwärmeabfuhr war beispielsweise auch in Block 1 der Anlage Fukushima Dai-ichi vorhanden. Dort sollte die Kühlung des Reaktors durch einen weitgehend passiven, sogenannten Notkondensator (englisch „isolation condenser“) sichergestellt werden. Bei diesem System strömt in einem geschlossenen Kreislauf Dampf aus dem Reaktorkern durch Rohrleitungen aus dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter hinaus und gibt in einem Wärmetauscher die im Reaktor entstehende Wärme an einen externen Wasserspeicher ab. Dadurch wird der Dampf kondensiert und als Kühlmittel wieder in den Reaktordruckbehälter zurückgeführt.

Dieses System benötigt keine Antriebsenergie für Pumpen. Um es zu starten, müssen lediglich die Rohrleitungen geöffnet werden, die im Normalbetrieb durch Armaturen verschlossen sind. Auch unter den Bedingungen eines vollständigen Stromausfalls, wie er in Fukushima Dai-ichi eingetreten war, hätte das System dann die Nachzerfallswärme des Reaktors für einige Stunden abführen können, bis der Wasservorrat im externen Speicher verdampft wäre. Doch die Planer des Systems waren davon ausgegangen, dass ein vollständiger Verlust der Stromversorgung im Kernkraftwerk nicht vorkommen würde. Sie befürchteten jedoch, dass beispielsweise durch einen lokalen Brand die Steuer-Stromversorgung des Notkondensators (Batterieverorgung) ausfallen könnte. Ein geöffneter Notkondensator hätte dann zu einer unerwünschten schnellen Abkühlung des Reaktors geführt. Daher wurde der Notkondensator so konstruiert, dass er bei einem Verlust der Stromversorgung durch die Batterien die geschlossene Stellung einnahm. Diese Fail-safe-Position trug bei dem Ereignis in Fukushima Dai-ichi dazu, dass das System nicht zur Verfügung stand, als es tatsächlich gebraucht wurde (IAEA 2015c; Neles & Pistner 2012).

Für passive Systeme zur Nachwärmeabfuhr ist eine detaillierte Bewertung der tatsächlichen Sicherheitseigenschaften erforderlich. Dazu ist auch ein grundlegendes Verständnis der thermohydraulischen Phänomene und Randbedingungen beim Einsatz der Systeme unter den verschiedenen möglichen Betriebs- und Störfallrandbedingungen notwendig. Zur Nachweisführung müssen diese Systeme in geeignet validierten Rechenprogrammen nachgebildet werden. Bereits in (NEA 2002) wurden Aspekte der Zuverlässigkeit passiver Systeme und der Probleme im Zusammenhang mit der Nachweisführung thematisiert. Während für aktive Systeme mittlerweile ein umfangreiches Know-How vorliegt, sieht die IAEA mit Blick auf passive Systeme noch einen erheblichen Nachholbedarf (IAEA 2009):

“Comprehensive experimental and code development research activities have been conducted, also very intensely at an international level, in the past three to four decades in relation to the understanding of thermal-hydraulic phenomena and for establishing related code predictive capabilities for existing nuclear power reactors. In the same context, research ac-

*tivities also addressed some of the phenomena for passive systems. However, a systematic effort for evaluating the level of understanding of thermal-hydraulic phenomena for passive systems and connected code capabilities appears to be limited and in general lacking.*²⁷

Die Methoden zur Bewertung solcher passiver Systeme werden daher gegenwärtig noch weiter entwickelt (IAEA 2014b).

(Buchholz et al. 2015) identifiziert verschiedene Bereiche, in denen existierende Rechencodes für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für neue SMR-Konzepte angepasst bzw. weiterentwickelt werden müssten, so z. B. die Modellierung des Wärmeübergangs für neue Designelemente von Wärmeübertragern, die Modelle zur Berechnung von in großen Wasserpools auftretenden Phänomenen wie Stratifizierungen oder 3D-Strömungen, neue Komponenten wie Venturidüsen oder Rückschlagklappen, Naturumlaufphänomene wie kleine treibende Höhen-, Druck- und Temperaturdifferenzen sowie die Validierung des Programms zur Berechnung des (integralen) Betriebsverhaltens von passiven Sicherheitssystemen.

Der Einschluss der radioaktiven Stoffe wird bei integralen Leichtwasserreaktorkonzepten durch die Brennelement-Hüllrohre, den Reaktordruckbehälter sowie das Containment gewährleistet. Das Containment besteht aus bewährtem Beton mit einem innenliegenden Edstahlliner und ist für einen Überdruck von 0,5 MPa ausgelegt (Giménez 2011).

Die Barrieren zum Einschluss radioaktiver Stoffe entsprechen damit grundsätzlich denjenigen aktueller Leichtwasserreaktoren.

Die Beherrschung von Auslegungsstörfällen erfordert beim Carem-25 innerhalb einer Karenzzeit von 36 Stunden weder eine elektrische Wechselstromversorgung noch aktive Eingriffe durch das Bedienpersonal (IAEA 2014a). Durch einfache anlageninterne Notfallmaßnahmen soll diese Karenzzeit auf 72 Stunden erhöht werden können. Nach Ablauf der Karenzzeit muss die Nachwärme über aktive Kühlsysteme nach außen abgeführt werden. Alternativ könnte durch Nachspeisung in den Kondensator des PRHS beispielsweise mit mobilen Feuerlöschsystemen eine Nachwärmeabfuhr aufgebaut werden (Giménez 2011).

Eine Notstromversorgung über Notstromdiesel ist verfügbar, bei Ausfall der elektrischen Energieversorgung steht für 36 Stunden Batteriestrom zur Verfügung. Ein sogenannter Station Blackout, also der vollständige Verlust der Wechselstromversorgung, von bis zu 36 Stunden wird beim Carem-25 im Bereich der Auslegung betrachtet und führt nicht zu gravierenden Auswirkungen am Reaktor (Giménez 2011).

Trotz der geringen Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle mit Kernschäden sind im Carem-25 passive autokatalytische Rekombinatoren zum Abbau von Wasserstoff und eine Außenkühlung des Reaktordruckbehälters als Notfallmaßnahmen vorgesehen (Giménez 2011).

Als Kernschadenshäufigkeit wird ein Wert von 10^{-7} pro Reaktorbetriebsjahr angegeben (IAEA 2014a).

Damit unterscheidet sich der Carem-25 nicht grundsätzlich von den Werten, die für heutige moderne Leichtwasserreaktoren angegeben werden. Gemäß (Abdulla et al. 2013) wurde in einer Expertenbefragung mehrheitlich jedoch erwartet, dass SMR-Konzepte ein gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren erhöhtes Sicherheitsniveau aufweisen würden.

²⁷ Hervorhebung im Original.

Verschiedene Reaktorkonzepte wie z.B. NuScale schlagen darüber hinaus zum Schutz gegen äußere Einwirkungen eine teilweise unterirdische Bauweise vor (Buchholz et al. 2015).

Sowohl (IAEA 2014a) wie (NEA 2016) stellen fest, dass eine erste Generation von SMR zunächst noch ihren Anspruch auf besonders hohe Sicherheit und Zuverlässigkeit im Betrieb demonstrieren muss.

8.3.2. Ressourcen und Brennstoffversorgung

SMR-Konzepte, die auf heutiger Leichtwasserreakorteknik basieren, werden mit niedrig angereichertem Uran, also vergleichbaren Brennstoffen wie heutige Kernkraftwerke betrieben. Damit werden diese Reaktorkonzepte auf dieselbe Versorgungsinfrastruktur angewiesen sein wie heutige Leichtwasserreaktoren.

Gemäß der Angaben für den Carem-25, vgl. Kap. 8.1, soll dieser mit Brennstoff einer Anreicherung von 3,1% Uran-235 bis zu einem Abbrand von 24 GWd/t betrieben werden. Als Zykluslänge werden 14 Monate angegeben. Bei anderen SMR-Konzepten werden bei Anreicherungen unter 5% Zielabbrände von bis zu 62 GWd/t angegeben.

Da mit zunehmender Anreicherung höhere Abbrände erreichbar sind und damit bis zu einem gewissen Grad Brennstoffkosten eingespart werden können, hat sich in den letzten Jahrzehnten bei existierenden Leichtwasserreaktoren ein Trend zu höheren Anreicherungen und höheren Abbränden und damit verbunden größeren Zykluslängen ergeben. Während ursprünglich bei einer Anreicherung von ca. 3% Uran-235 Abbrände von ca. 33 GWd/t erreicht wurden, sind heute typischerweise Anreicherungen von ca. 5% mit erreichbaren Abbränden von bis zu 70 GWd/t Standard (Grauf 2004).

Vor diesem Hintergrund ist nicht mit relevanten Unterschieden bezüglich der Brennstoffversorgung oder der Ressourcenausnutzung bei derartigen SMR-Konzepten gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren zu rechnen.

8.3.3. Abfallproblematik

Bei der Kernspaltung in einem SMR auf Leichtwasserreaktorbasis entstehen grundsätzlich gleiche Mengen an radioaktiven Spaltprodukten und Transuranen wie in heutigen Kernkraftwerken.

Gemäß der Angaben für den Carem-25, vgl. Kap. 8.1, soll dieser einen Abbrand von 24 GWd/t Uranbrennstoff erreichen. Damit wird (bei unterstellter gleicher Effizienz der Umwandlung von thermischer in elektrische Energie) pro produzierter Megawattstunde elektrischer Energie ungefähr ein Faktor 2,5 mal so viel abgebrannter Brennstoff erzeugt wie beim Einsatz von Uranbrennstoffen mit Zielabbränden von ca. 60 GWd/t in heutigen Leichtwasserreaktoren. Für andere SMR-Reaktorkonzepte auf der Basis von Leichtwasserreaktoren werden auch höhere Zielabbrände, vergleichbar gegenwärtigen Leichtwasserreaktoren diskutiert. Damit fällt ein etwas größeres oder vergleichbares Volumen an radioaktiven Abfällen bezogen auf die jeweilige Stromproduktion an wie bei heutigen Kernkraftwerken.

Angaben hinsichtlich eines späteren Rückbaus und dabei anfallender Abfallmengen liegen nicht vor.

8.3.4. Ökonomie

Der Versuch einer Abschätzung der Kosten und Marktpotenziale von SMR-Konzepten wurde mit (NEA 2016) unternommen. Demnach sind die Kosten solcher Konzepte aktuell nicht abschätzbar. Als grundsätzlich günstige Eigenschaften von SMR werden genannt, dass diese aufgrund geringerer Anfangsinvestitionen leichter zu finanzieren seien, sie auch in Ländern mit einem kleineren Energiebedarf eingesetzt werden könnten und durch den modularen Aufbau längere Stillstandszeiten der Gesamtanlage vermieden werden könnten. Damit SMR-Konzepte mit geringeren spezifischen Kosten errichtet werden könnten, müssten sie in größerer Stückzahl, mit einer optimierten Versorgungskette und unter günstigen Finanzierungsbedingungen errichtet werden.

Für die variablen Kosten geht (NEA 2016) von höheren Kosten von SMR-Konzepten aus, da diese eine schlechtere Brennstoffausnutzung und – abhängig von einem nachweislich höheren Sicherheitsniveau – unter Umständen auch einen höheren Personalbedarf für den Betrieb aufweisen würden.

Als wichtiges Anwendungsfeld sieht (NEA 2016) darüber hinaus einen Einsatz von SMR-Konzepten im Bereich der Stromerzeugung im Lastfolgebetrieb in Ländern mit einem zunehmenden Anteil von fluktuierenden Stromerzeugern auf Basis erneuerbarer Energien.

In (Abdulla et al. 2013) wurde durch Expertenschätzungen versucht, eine mögliche Bandbreite für die Errichtungskosten von integralen, Leichtwasserreaktor-SMR-Konzepten abzuschätzen. Die geschätzten Kosten beziehen sich dabei auf einen Reaktor aus der Serienproduktion, also nicht einen ersten Prototypen. Die Untersuchung kommt zu dem Ergebnis, dass für Reaktoren mit einer Leistung von 45 MWe die Bandbreite der Errichtungskosten von 4.000 bis 16.300 US\$ pro kWe beträgt, für Reaktoren mit einer Leistung von 225 MWe zwischen 3.200 und 7.300 US\$.

(Rosner & Goldberg 2011) schätzen die Errichtungskosten für einen 600 MWe SMR aus der Serienproduktion mit 4.700 US\$ pro kWe ab, für die Errichtung einer Prototypanlage wurde dagegen eine Bandbreite von 7.000-11.000 US\$ pro kWe ermittelt.

Als offene Fragen hinsichtlich neuer Reaktorkonzepte formuliert (Redmond, II 2015) insbesondere, welche Lebensdauer zukünftige Reaktoren aufweisen werden, welche Verfügbarkeiten erreichbar sein werden und ob Bau und Inbetriebnahme tatsächlich vereinfacht und dadurch die Kosten gesenkt werden können.

Der Carem-25 soll eine Verfügbarkeit von > 90% erreichen und eine Lebensdauer von 60 Jahren aufweisen (IAEA 2014a).

Die Errichtungskosten des Carem-25 werden gegenwärtig mit 450 Mio. US\$ abgeschätzt. Damit belaufen sich die spezifischen Kosten auf 16.000 US\$ kWe, mehr als bei allen anderen weltweit in Bau befindlichen Kernkraftwerken (Schneider & Froggatt 2016).

Historische Bauzeiten kleiner Reaktoren unterscheiden sich bislang nicht grundsätzlich von den Erfahrungen bei größeren Anlagen. Ursprüngliche Schätzungen für die Bauzeiten wurden zum Teil um Faktoren zwei oder drei überschritten. Auch für den Carem-25, dessen Bau offiziell im Februar 2014 startete wird gegenwärtig eine Inbetriebnahme nicht vor 2018, also nach mindestens 48 Monaten erwarten, so dass auch für diesen Reaktor die postulierte Errichtungsdauer von 36 Monaten gemäß (IAEA 2014a) nicht eingehalten werden wird. (Abdulla et al. 2013) schätzen ab, dass die Bauzeit von SMR um ca. 2 Jahre unter derjenigen von heutigen, großen Leichtwasserreaktoren, welche mit fünf Jahren abgeschätzt wurde, liegen könnte. (Rosner & Goldberg 2011) gehen von einer Errichtungszeit von 2-3 Jahren gegenüber 4 Jahren bei großen Leichtwasserreaktoren aus.

Die Kosten der Errichtung von 12 Modulen des NuScale-Konzepts mit einer Leistung von insgesamt 540 MWe wurden nach (WNA 2017b) in 2010 auf ca. 4.000 US\$ pro kWe, mittlerweile auf 3 Mrd. US\$, also 5.000 US\$ pro kWe geschätzt.

Die Kosten für die Errichtung einer Anlage des südkoreanischen SMART-Designs mit 100 MWe wurde gemäß (WNA 2017b) auf 1 Mrd. US\$, also 10.000 US\$ pro kWe angegeben.

Damit liegen bisherige Kostenschätzung für SMR-Konzepte in vergleichbarer Höhe oder deutlich über den Kosten heutiger Leichtwasserreaktoren.

(Middleton et al. 2016) sieht das Potenzial von SMR für die Versorgung abgelegener und kleiner Militärstationen der USA. Die meisten diskutierten SMR-Konzepte wiesen jedoch für diesen Anwendungszweck eine deutlich zu hohe Leistung auf.

Gemäß (NEA 2016) werden aufgrund des hohen Personal- und Instandhaltungsbedarfs die Stromgestehungskosten für den russischen KLT-40S mit ca. 200 US\$ pro MWh angegeben. Damit liegt dieses System ca. einen Faktor fünf bis zehn über den Stromgestehungskosten anderer Technologien. Dies sei gerechtfertigt, da für weit abgelegene Regionen in Russland auch die Kosten für den ansonsten erforderlichen Ausbau der Stromnetze sehr hoch seien.

Ein gewisser Widerspruch besteht zwischen dem Anspruch, SMRs als Module in serieller Produktion in großer Stückzahl herzustellen und damit die Investitionskosten zu reduzieren, und der Annahme, dass sich SMR vor allem für abgelegene Regionen mit gering ausgebauter Infrastruktur eignen. Verschiedene Autoren gehen davon aus, dass die Anzahl an SMR-Anlagen eines Konzept, die gebaut werden müssten, um durch Standardisierung und Industrialisierung die Kostenvorteile der „Economy of Scale“ auszugleichen, bei mehreren Hundert, eher mehreren Tausend liegt.

(Ramana 2015) kommt in seiner Analyse zum Schluss, dass sich in der Vergangenheit grundsätzlich gezeigt habe, dass sich die erhofften Kostenvorteile durch eine industrielle Serienproduktion von SMR nicht haben realisieren lassen.

8.3.5. Proliferation

(Abdulla et al. 2013) kommt auf Basis einer Expertenbefragung zum Ergebnis, dass SMR-Konzepte nicht zu relevanten Unterschieden mit Blick auf Proliferationsfragen gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren führen werden.

Da SMR potenziell auch für Neueinsteigerstaaten und Staaten ohne sonstige nukleare Infrastruktur interessant sein könnten, sehen verschiedene Autoren hierin auch eine Gefahr für eine niederschwellige Weiterverbreitung von proliferationsrelevantem Know-How und Technologien (Burkhard et al. 2017).

(Mazza 2015) stellt fest, dass die regulatorischen Anforderungen an die Sicherung kerntechnischer Anlagen mit zunehmender Konkretisierung des Anlagendesigns von SMR ggf. angepasst werden müssen.

8.4. Fazit

Erste kleine, „modulare“ Reaktoren wurden bereits in den 1960er Jahren gebaut und betrieben. Bis heute ist es jedoch zu keinem Zeitpunkt gelungen, ein ökonomisch konkurrenzfähiges SMR-Reaktorsystem am Markt zu etablieren. Veränderte technische oder ökonomische Randbedingungen, die demgegenüber heute einen ökonomischen Erfolg von SMR-Konzepten erwarten lassen würden, sind nicht erkennbar.

In der Vergangenheit wurden wiederholt Konzeptentwürfe für SMR diskutiert, die insbesondere im Bereich der Sicherheit deutliche Vorteile gegenüber existierenden Reaktoren erlauben sollten. Auch wenn die Umsetzbarkeit eines höheren Sicherheitsniveaus aufgrund der geringeren Leistung und der geringeren spezifischen Leistungsdichte sowie der verstärkten Nutzung passiver Systeme grundsätzlich möglich scheint, bleibt für viele Konzeptvorschläge das tatsächlich realisierbare Sicherheitsniveau spekulativ, da keine detaillierten Designs vorliegen.

Bei konkret in Bau befindlichen Konzepten werden vergleichbare Sicherheitskonzepte angewendet wie bei heutigen Reaktoren. Für diese Reaktoren kann ein vergleichbares oder gar höheres Sicherheitsniveau erreicht werden wie bei neuen Leichtwasserreaktoren. Allerdings sind diese Reaktorkonzepte gegenwärtig wiederum nicht ökonomisch konkurrenzfähig gegenüber diesen großen Leichtwasserreaktoren.

Vorteile in anderen Bereichen wie der Brennstoffversorgung, der Nachsorge oder bei Proliferationsfragen sind mit SMR-Konzepten, die auf heutiger Leichtwasserreaktortechnik basieren, praktisch nicht erreichbar.

Theoretisch könnten mit SMR-Konzepten, die auf anderen Reaktorkonzepten wie dem FBR, dem HTR oder dem MSR beruhen, auch Vorteile in solchen Bereichen erzielt werden. Auch solche Konzepte wurden in der Vergangenheit immer wieder diskutiert und befinden sich aktuell in der Forschung und Entwicklung. Ob jedoch aufgrund der bei solchen neuen Reaktorkonzepten zusätzlich zu überwindenden technologischen Schwierigkeiten und den (beispielsweise aufgrund des Verzichts auf eine bewährte und großtechnisch weit verbreitete Wasserkühlung) zu erwartenden höheren Unsicherheiten für Errichtung und Betrieb jemals ein auch ökonomisch konkurrenzfähiges System vorliegen wird, muss aus heutiger Sicht zumindest als extrem fragwürdig eingestuft werden.

9. Zusammenfassung

„Fool me once, shame on you. Fool me twice, shame on me!“²⁸

Seit mehreren Jahrzehnten werden international „neue Reaktorkonzepte“ erforscht. Im Januar 2000 wurde das Generation IV International Forum (GIF) gegründet, um die internationalen Forschungsaktivitäten besser zu koordinieren. Das GIF fokussiert auf eine vierte Generation von neuartigen Reaktorkonzepten, die nach 2030 am Markt verfügbar sein könnten. Erklärtes Ziel solcher Entwicklungen ist es, in den Bereichen Sicherheit, Nachhaltigkeit, Ökonomie und Nukleare Nichtverbreitung gegenüber heutigen Kernkraftwerken deutliche Vorteile aufzuweisen.

In Medien und der allgemeinen Öffentlichkeit führt dies immer wieder zu Aussagen, dass neue Reaktorkonzepte

- „10.000 mal weniger Abfälle“ produzieren wie gängige Kernkraftwerke,
- diese Abfälle bereits „nach 1.000 Jahren“ ungefährlich sein werden,
- die Stromproduktion „so billig, dass sich sogar Schwellenländer die Technik leisten können“, sein wird,
- die Reaktoren „inhärent sicher“, schwere Unfälle somit unmöglich sein werden,
- aufgrund des verwendeten Thoriums als Brennstoff solche Reaktoren „keine Möglichkeit, Waffen herzustellen“ bieten und sie
- bereits „in 15 bis 25 Jahren“ am Markt verfügbar sein werden.

Tatsächlich sind „neue“ Reaktorkonzepte zum Teil seit mehreren Jahrzehnten in der Erforschung, die für sich jeweils einen oder mehrere der oben genannten Vorteile reklamieren. Dabei stellt neben der Weiterentwicklung von Reaktorkonzepten auch die gesamte Thematik der Brennstoffver- und -entsorgung einen integralen Bestandteil der Diskussion um neue Reaktorkonzepte dar.

Im Rahmen dieser Studie wurden ausgewählte Reaktorkonzepte mit Blick auf ihren Realisierungsstand und verschiedene Bewertungskriterien (Sicherheit, Ressourcen und Brennstoffversorgung, Abfallproblematik, Ökonomie und Proliferation) untersucht.

Übergeordnet kann festgestellt werden, dass zwar einzelne Reaktorkonzepte in einzelnen Bereichen tatsächlich potenzielle Vorteile gegenüber der heutigen Generation von Kernkraftwerken erwarten lassen. Kein Konzept ist jedoch in der Lage, gleichzeitig in allen Bereichen Fortschritte zu erzielen. Vielfach stehen die einzelnen Kriterien untereinander im Wettbewerb, so dass Fortschritte in einem Bereich zu Nachteilen bei anderen Bereichen führen. So führen beispielsweise häufig Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit zu Nachteilen im Bereich der Ökonomie, Vorteile bei der Ressourcenausnutzung stehen vielfach im Widerspruch zu einer Verbesserung im Bereich der Proliferation. Es ist jedoch nicht zu erwarten, dass ein Reaktorkonzept, welche nur in einzelnen Bereichen Fortschritte bietet, zu einer deutlich verbesserten gesellschaftlichen Akzeptanz der Kernenergienutzung beitragen könnte.

Alle im Rahmen dieser Studie betrachteten Reaktorkonzepte wurden bereits seit Mitte des letzten Jahrhunderts in verschiedenen Varianten diskutiert und sind in diesem Sinne nicht neu. Trotz einer seit Jahrzehnten immer wiederkehrende Diskussion um eine „Renaissance“ der Kernenergie und trotz Aussagen, dass solche Konzepte kurz vor der Markteinführung stehen, hat sich bislang jedoch noch kein konkretes Reaktorkonzept am Markt durchsetzen können.

²⁸ Englischsprachiges Sprichwort

Viele der neuen Reaktorkonzepte befinden sich im Status einer frühen Konzeptentwicklung. Die erforderlichen zeitlichen und finanziellen Aufwendungen, um ein solches Konzept zur Marktreife zu entwickeln, belaufen sich auf mehrere Jahrzehnte und viele Milliarden Euro. Dem stehen weltweit einige hundert Millionen Euro an tatsächlichen Entwicklungsaufwendungen gegenüber, die für eine Vielzahl verschiedener Konzepte gleichzeitig aufgewendet werden.

Wesentliche Probleme bei der Entwicklung eines Reaktorkonzepts treten oft erst in der späteren Demonstrationsphase auf, wenn durch Prototyp- und Demonstrationsreaktoren die tatsächliche großtechnische Umsetzbarkeit eines konkreten Designs gezeigt werden muss. Daher hat sich historisch auch immer wieder gezeigt, dass Entwicklungslinien erst aufgrund der Erfahrungen mit solchen Prototyp- und Demonstrationsreaktoren wieder eingestellt wurden.

Im Bereich der Sicherheit neuer Reaktorkonzepte weisen insbesondere kleine, modulare Reaktoren (SMR) das Potenzial auf, aufgrund der geringeren Leistung und der geringeren spezifischen Leistungsdichte sowie der verstärkten Nutzung passiver Systeme ein höheres Sicherheitsniveau zu realisieren. Aber auch für solche Reaktorkonzepte ist die tatsächliche Realisierbarkeit solcher Sicherheitsvorteile, gerade für ein ökonomisch konkurrenzfähiges System, erst noch nachzuweisen.

Bei anderen Reaktorkonzepten wie Salzschnmelze-Reaktoren (MSR) oder Hochtemperatur-Reaktoren (HTR) finden sich vielfach Aussagen, dass diese Konzepte inhärent sicher seien. Dem liegt jedoch häufig ein falsches Verständnis des Konzepts der „inhärenten Sicherheit“ zugrunde. Zwar weisen solche Reaktorkonzepte mit Blick auf ganz bestimmte Sicherheitsrisiken „inhärente“ Eigenschaften auf, die dieses konkrete Risiko minimieren oder ganz ausschließen können. Für andere Stör- und Unfallszenarien bleiben jedoch offene Fragen, bzw. es ergeben sich andersartige Risiken, die für heutige Kernkraftwerke keine Rolle spielen. Der Nachweis der tatsächliche Umsetzbarkeit eines höheren Sicherheitsniveaus in einem konkreten Design ist bislang nicht erfolgt.

Angesichts der heute verfügbaren Uranressourcen besteht aus Sicht der Ressourcenverfügbarkeit keinerlei Notwendigkeit zum Erbrüten von neuem Spaltmaterial aus Uran oder Thorium. Im Kontext einer sehr langfristigen bzw. stark ansteigenden zukünftigen Kernenergienutzung könnte in einigen Jahrzehnten ein Bedarf für das Erbrüten zusätzlichen spaltbaren Materials bestehen. Dies wäre grundsätzlich sowohl mit Uran (durch Erbrüten von Plutonium) wie mit Thorium (durch Erbrüten von Uran-233) möglich. Aufgrund der mit dem Erbrüten von Spaltstoff verbundenen Proliferationsrisiken haben sich in der Vergangenheit viele Staaten ausdrücklich gegen solche Brennstoffkonzepte ausgesprochen.

Selbst bei Annahme einer sehr langfristigen Kernenergienutzung und sogar eines Ausbaus der bestehenden Reaktorflotte bestünde daher keine Notwendigkeit für die Nutzung von Thorium als Brennstoff. Trotz bisheriger Erfahrungen mit Thorium-Brennstoffen sind diese gegenwärtig für einen kommerziellen Einsatz auch in heutigen Reaktoren noch nicht geeignet. Dazu wären noch weitere intensive Forschungs- und Entwicklungsarbeiten mit entsprechendem milliardenschweren finanziellem Engagement über mindesten ein bis zwei Jahrzehnte erforderlich. Für den Einsatz solcher Brennstoffe in zukünftigen Reaktorkonzepten wäre demgegenüber noch eine deutlich längere Entwicklungsphase notwendig. Eine großtechnische Infrastruktur für die Brennstoffherstellung und die Wiederaufarbeitung neuartiger Brennstoff existiert weltweit noch nicht und müsste zusammen mit der Einführung solcher Brennstoffe erst aufgebaut werden.

Als ein wesentlicher Vorteil mit Blick auf die Abfallproblematik wird bei neuen Reaktorkonzepten zumeist die Reduzierung der Radiotoxizität der Abfälle durch die Möglichkeit der Transmutation von Transuranelementen, bzw. den deutlich geringeren Aufbau solcher Stoffe aufgeführt. Allerdings ist dies mit Blick auf die Frage der Abfallproblematik ein irreführendes Argument, da die Ra-

diotoxizität einen diesbezüglich ungeeigneten Maßstab darstellt. Langzeitsicherheitsanalysen für geologische Endlager wärmeentwickelnder Abfälle zeigen, dass Plutonium und die Minoren Aktinide nicht oder nur unwesentlich zu potenziellen Strahlenexpositionen zukünftiger Generationen beitragen, während diese von langlebigen Spalt- und Aktivierungsprodukten bestimmt werden. Die Erzeugung von langlebigen Spalt- und Aktivierungsprodukten unterscheidet sich in neuen Reaktorkonzepten jedoch nicht grundsätzlich von heutigen Kernkraftwerken.

Selbst bei einer reduzierten Produktion von Transuranen oder gar einer unterstellten erfolgreichen Anwendung von P&T wäre das Ziel, den erforderlichen Isolationszeitraum eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle auf säkulare Zeiträume unter 1.000 Jahre zu reduzieren, nicht erreichbar. Bei verschiedenen neuen Reaktorkonzepten fallen weiterhin neue bzw. andersartige Abfälle an wie bei der heutigen Kernenergienutzung. Für derartige Abfälle wären eigene Entsorgungsstrategien und –technologien zu entwickeln. Inwieweit alle derartigen Abfälle gemeinsam mit heutigen radioaktiven Abfällen in ein gemeinsames Endlager eingebracht werden könnten, oder ob hierfür zusätzliche Endlager erforderlich wären, kann ebenfalls noch nicht beantwortet werden.

Für keines der betrachteten neuen Reaktorkonzepte können klare ökonomische Vorteile gegenüber heutigen Reaktoren erwartet werden. Für solche Reaktorkonzepte, die auf große Leistungsreaktoren abzielen, kommen Abschätzungen typischerweise zu vergleichbaren oder höheren Investitionskosten wie bei heutigen Reaktoren. Dabei sind solche Abschätzungen immer mit hohen Unsicherheiten aufgrund des frühen Entwicklungsstadiums der meisten Reaktorkonzepte verbunden. Auch für SMR-Konzepte liegen bisherige Kostenschätzungen in vergleichbarer Höhe oder deutlich über den Kosten heutiger Leichtwasserreaktoren. Veränderte technische oder ökonomische Randbedingungen, die gegenüber bisherigen Erfahrungen einen ökonomischen Erfolg solcher Reaktorkonzepten erwarten lassen würden, sind nicht erkennbar. Auch die mit neuen Brennstoffkonzepten verbundene komplexere Brennstofffertigung sowie die bei manchen Reaktorkonzepten vorgesehene Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstoffen lässt eher höhere Kosten im Bereich der Brennstoffver- und –entsorgung neuer Reaktorkonzepte erwarten.

Proliferationsgefahren der heutigen Kernenergienutzung gehen einerseits von den zur Energieerzeugung genutzten spaltbaren Materialien, andererseits von den zur Gewinnung bzw. Herstellung dieser spaltbaren Materialien genutzten Technologien aus. Die zwei wesentlichen Materialien zum Bau einer Kernwaffe sind hochangereichertes Uran und Plutonium. Aber auch das im Thorium-Uran-Brennstoff entstehende Uran-233 stellt aufgrund seiner Eigenschaften (geringe kritische Masse, geringer Anteil an Spontanspaltungen, lange Halbwertszeit) ein sehr gutes Material für Kernwaffen dar. Weiterhin sind grundsätzlich auch die Elemente Lithium, Deuterium und insbesondere Tritium von Bedeutung für die nukleare Nichtverbreitung.

Inwieweit Spaltstoffe jeweils in einer nicht unmittelbar kernwaffenfähigen Form vorliegen, bzw. wie hoch eine eventuell verbleibende Barriere vor einem Zugriff auf waffentaugliches Material oder weitere kernwaffenrelevante Materialien ist, hängt wesentlich vom letztlich gewählten Reaktor-Design und Brennstoffkonzept ab. Dies ist aus heutiger Sicht nicht bewertbar. In jedem Fall werden sich auch für neue Reaktorkonzepte Fragen nach der Proliferationsresistenz und den Möglichkeiten der Spaltmaterialflusskontrolle stellen.

10. Anhang

“Important decisions relative to the future development of atomic power must frequently be made by people who do not necessarily have an intimate knowledge of the technical aspects of reactors. These people are, nonetheless, interested in what a reactor plant will do, how much it will cost, how long it will take to build, and how long and how well it will operate.

When they attempt to learn these things, they become aware of confusion existing in the reactor business. There appears to be unresolved conflict on almost every issue that arises. I believe that this confusion stems from a failure to distinguish between the academic and the practical. These apparent conflicts can usually be explained only when the various aspects of the issue are resolved into their academic and practical components. To aid in this resolution, it is possible to define in a general way those characteristics which distinguish the one from the other.

An academic reactor or reactor plant almost always has the following basic characteristics:

- (1) It is simple.*
- (2) It is small.*
- (3) It is cheap.*
- (4) It is light.*
- (5) It can be built very quickly.*
- (6) It is very flexible in purpose ("omnibus reactor").*
- (7) Very little development is required. It will use mostly "off-the-shelf" components.*
- (8) The reactor is in the study phase. It is not being built now.*

On the other hand, a practical reactor plant can be distinguished by the following characteristics:

- (1) It is being built now.*
- (2) It is behind schedule.*
- (3) It is requiring an immense amount of development on apparently trivial items. Corrosion, in particular, is a problem.*
- (4) It is very expensive.*
- (5) It takes a long time to build because of the engineering-development problems.*
- (6) It is large.*
- (7) It is heavy.*
- (8) It is complicated.*

...

The academic reactor designer is a dilettante. He has not yet had to assume any real responsibility in connection with his projects. He is free to luxuriate in elegant ideas, the practical shortcomings of which can be relegated to the category of "mere technical details." The practical reactor designer must live with these same technical details. Although recalcitrant and awkward, they must be solved and cannot be put off until tomorrow. Their solutions require manpower, time, and money.

Unfortunately for those who must make far-reaching decisions without the benefit of an intimate knowledge of reactor technology, and unfortunately for the interested public, it is much easier to get the academic side of an issue than the practical side.

...

For a large part those involved with the academic reactors have more inclination and time to present their ideas in reports and orally to those who will listen. Since they are innocently unaware of the real but hidden difficulties of their plans, they speak with great facility and confidence. Those involved with practical reactors, humbled by their experience, speak less and worry more.

Yet it is incumbent on those in high places to make wise decisions, and it is reasonable and important that the public be correctly informed. It is consequently incumbent on all of us to state the facts as forthrightly as possible. Although it is probably impossible to have reactor ideas labeled as "practical" or "academic" by the authors, it is worthwhile for both the authors and the audience to 'bear in mind this distinction and to be guided thereby.'

Quelle:

Admiral Rickover, Journal of Reactor Science and Technology Vol III, No. 3, June 1953. Zitiert nach: Hearings before the Joint Committee on Atomic Energy, Congress of the United States, Ninety-First Congress, Second Session on Civilian Power Reactors, March 11, 1970, Part 3. U.S. Government Printing Office, 1970.

Literaturverzeichnis

- Aachener Nachrichten (2012): Jülich: Rückbau des Reaktors ist teurer und dauert länger. 15.12.2012. Aachener Nachrichten. Online verfügbar: <http://www.aachener-nachrichten.de/lokales/juelich/juelich-rueckbau-des-reaktors-ist-teurer-und-dauert-laenger-1.445611>; letzter Abruf am 04.04.2017.
- Abdulla, A. et al. (2013): Expert assessments of the cost of light water small modular reactors. *Proceedings of the National Academy of Sciences (PNAS)* 24 (2013), S. 9686–9691.
- AEC (1969): *The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors (Wash-1097)*. AEC - U.S. Atomic Energy Commission, Washington, D. C.
- AEC (1972): *An Evaluation of the Molten Salt Breeder Reactor*. Prepared for the Federal Council on Science and Technology (Wash-1222). AEC - U.S. Atomic Energy Commission, Washington, D.C.
- AREVA (2017): AREVA's HTGR: Industrial Process Heat, Hydrogen, Electricity. Online verfügbar: <http://us.aveva.com/EN/home-3225/areva-inc-areva-htgr.html>; letzter Abruf am 08.04.2017.
- ATW (2010): Einstellung der PBMR Entwicklung. *Nachrichten - Südafrika*. atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie 10 (2010), S. 666.
- BGR (2016): *Energiestudie 2016. Reserven, Ressourcen und Verfügbarkeit von Energierohstoffen*. BGR - Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Hannover. Online verfügbar: http://www.bgr.bund.de/DE/Themen/Energie/Downloads/Energiestudie_2016.pdf;jsessionid=AF52851F62EF8CE5D322D86CBD859128.1_cid331?__blob=publicationFile&v=2; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Brogli, R. et al. (1996): *Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich (PSI-Bericht 96-17)*. PSI - Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz. Online verfügbar: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/005/28005589.pdf; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Buchholz, S. et al. (2015): *Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR). Abschlussbericht (GRS-376)*. GRS - Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH, Köln.
- Burkhard, S. et al. (2017): *Saudi Arabia's Nuclear Ambitions and Proliferation Risks*. ISIS - Institute for Science and International Security. Online verfügbar: http://isis-online.org/uploads/isis-reports/documents/SaudiArabiaProliferationRisks_30Mar2017_Final.pdf; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Carmel, M. (2017): *BWXT, Bechtel shelve mPower program*. 15.03.2017. *The Roanoke Times*. Online verfügbar: http://www.roanoke.com/news/bwxt-bechtel-shelve-mpower-program/article_9d2f050a-6782-5a04-9212-a8c4b93a1840.html; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Clapisson, G. & Mysen, A. (2002): *The First Stage of Licensing of PBMR in South Africa and Safety Issues*. In: International Atomic Energy Agency (IAEA); OECD Nuclear Energy Agency (NEA), *Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs*, 18-20 February 2002, Paris, France.
- Cochran, T. B. et al. (2010): *Fast Breeder Reactor Programs: History and Status (Research Report Nr. 8)*. IPFM - International Panel on Fissile Materials.
- Cochran, T. & Paine, C. (1995): *Nuclear Weapons Databook. The Amount of Plutonium and Highly-Enriched Uranium Needed for Pure Fission Nuclear Weapons*. NRDC - Natural Resources Defense Council, Washington, D. C.

- CORDIS (2003): Review of molten salt reactor technology (MOST). CORDIS - Informationsdienst der Gemeinschaft für Forschung und Entwicklung. Online verfügbar: http://cordis.europa.eu/project/rcn/58651_en.html; letzter Abruf am 10.03.2017.
- CORDIS (2009): Assessment of Liquid Salts for innovative applications (ALISIA). Online verfügbar: http://cordis.europa.eu/project/rcn/84177_en.html; letzter Abruf am 10.03.2017.
- CORDIS (2015): Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System (EVOL). Online verfügbar: http://cordis.europa.eu/project/rcn/97054_de.html; letzter Abruf am 10.03.2017.
- CORDIS (2017): A Paradigm Shift in Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor (SAMOFAR). Online verfügbar: http://cordis.europa.eu/project/rcn/196909_en.html; letzter Abruf am 10.03.2017.
- Deutch, J. et al. (2003): The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. MIT - Massachusetts Institute of Technology.
- Deutch, J. et al. (2009): Update of the MIT 2003 Future of Nuclear Power Study. An Interdisciplinary MIT Study. MIT - Massachusetts Institute of Technology.
- Deutscher Bundestag (2017): Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Kai Gehring, Özcan Mutlu, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN. Thorium-Forschung am Karlsruher Institut für Technologie (Drucksache 18/11327). Deutscher Bundestag. Online verfügbar: http://kai-gehring.de/wp-content/uploads/2017/03/Antwort_KA_Thorium_1811327.pdf; letzter Abruf am 09.03.2017.
- DOE (1997): Final Nonproliferation and arms control assessment of weapons-usable fissile material storage and excess plutonium disposition alternatives (DOE/NN-0007). DOE - U.S. Department of Energy, Washington, D. C. Online verfügbar: <https://www.osti.gov/scitech/servlets/purl/425259>; letzter Abruf am 30.03.2017.
- DOE (2017a): Nuclear Reactor Technologies. Online verfügbar: <https://www.energy.gov/ne/nuclear-reactor-technologies>; letzter Abruf am 27.03.2017.
- DOE (2017b): Small Modular Reactors (SMRs). Online verfügbar: <https://www.energy.gov/ne/nuclear-reactor-technologies/small-modular-nuclear-reactors>; letzter Abruf am 24.03.2017.
- DOE (2017c): Vision and Strategy for the Development and Deployment of Advanced Reactors (DOE/NE-0147). DOE - U.S. Department of Energy, Washington, D.C. Online verfügbar: <https://energy.gov/sites/prod/files/2017/02/f34/71160%20VISION%20%20STRATEGY%202017%20FINAL.pdf>; letzter Abruf am 13.03.2017.
- Englert, M. et al. (2017): Accident Scenarios Involving Pebble Bed High Temperature Reactors. *Science & Global Security* 1 (2017), S. 42–55.
- EPD (2015): MSR Review. Feasibility of Developing a Pilot Scale Molten Salt Reactor in the UK. EPD - Energy Process Developments Ltd. Online verfügbar: <http://www.energyprocessdevelopments.com/uploads/EPD%20MSR%20Review%20Feasibility%20Study%20July%202015%201.02.pdf>; letzter Abruf am 16.03.2017.
- EU (2015): ESNII: European Industrial Initiative on sustainable nuclear energy. Online verfügbar: <https://setis.ec.europa.eu/implementation/technology-roadmap/european-industrial-initiative-on-sustainable-nuclear-energy>; letzter Abruf am 27.04.2017.
- Figg, D. (2010): Nuclear Energy Rethink? The rise and demise of South Africa's Pebble Bed Modular Reactor (ISS Paper Nr. 210). Institute for Security Studies.
- Flanagan, G. F. (Vortrag am 15.10.2015, Oak Ridge): Safety, Safeguards, and Security Context for MSRs. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: <https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/>

- 13Safety%20Safeguards%20and%20Security%20Context_George%20Flanagan.pdf; letzter Abruf am 17.03.2015.
- Frey, G. et al. (1986): Der Thorium-Hochtemperaturreaktor in Hamm und die geplanten Hochtemperaturreaktor-Varianten. Öko-Institut e.V., Freiburg.
- Frieß, F. et al. (2015): Proliferation issues related to fast SMRs. *Annals of Nuclear Energy* (2015), S. 725–731.
- GIF (2002): A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (GIF-002-00). GIF - Generation IV International Forum. Online verfügbar: <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf>; letzter Abruf am 09.03.2017.
- GIF (2011a): Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems. Prepared by The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Working Group of the Generation IV International Forum (GIF/PRPPWG/2011/003). GIF - Generation IV International Forum.
- GIF (2011b): Proliferation Resistance and Physical Protection of the Six Generation IV Nuclear Energy Systems. Prepared Jointly by The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Working Group and the System Steering Committees of the Generation IV International Forum (GIF/PRPPWG/2011/002). GIF - Generation IV International Forum.
- GIF (2014): Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. GIF - Generation IV International Forum. Online verfügbar: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_60729/technology-roadmap-update-2013; letzter Abruf am 09.03.2017.
- GIF (2015): Generation IV International Forum. System Arrangements and Memoranda of Understanding. GIF - Generation IV International Forum. Online verfügbar: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9343/system-arrangements-mou; letzter Abruf am 22.10.2015.
- Gilai, D. et al. (1982): Experimental and Calculational Analyses of Actinide Samples Irradiated in EBR-II (ORNL-5791). Oak Ridge National Laboratory.
- Gilinsky, V. et al. (2004): A Fresh Examination of the Proliferation Dangers of Light Water Reactors. NPEC - The Nonproliferation Policy Education Center, Washington, D. C.
- Giménez, M. O. (Vortrag am 04.07.2011, Vienna, Austria): Carem Technical Aspects, Project and Licensing Status. Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment.
- GNEP (2007): Global Nuclear Energy Partnership Technology Development Plan. Prepared for the U.S. Department of Energy (GNEP-TECH-TR-PP-2007-00020). GNEP - Global Nuclear Energy Partnership Technical Integration Office, Idaho National Laboratory, Idaho Falls.
- Grauf, E. (2004): Optimierung der Zykluslänge von Leichtwasserreaktoren. Dissertation von Universität Stuttgart. Stuttgart. Online verfügbar: <http://elib.uni-stuttgart.de/bitstream/11682/1646/1/Disdruck.pdf>; letzter Abruf am 27.03.2017.
- Green, J. (2017): U.S. small reactor project just got smaller. *Nuclear Monitor* 840 (2017), S. 3–5.
- Hahn, L. & Nockenberger, B. (1989): Beurteilung der in- und ausländischen Konzepte für kleine Hochtemperaturreaktoren. Öko-Institut e.V., Darmstadt.
- Handelsblatt (2017): Toshiba schickt US-Atomtochter in die Insolvenz. Online verfügbar: <http://www.handelsblatt.com/unternehmen/it-medien/westinghouse-toshiba-schickt-us-atomtochter-in-die-insolvenz/19583608.html>; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Hebel, L. C. et al. (1978): Report to the American Physical Society by the study group on nuclear fuel cycles and waste management. *Reviews of Modern Physics* (Rev. Mod. Phys.) 1 (1978), S. 1–176.

- Hippel, F. v. (2010): The Uncertain Future of Nuclear Power (Hippel, F. v., Hrsg.). IPFM - International Panel on Fissile Materials. Online verfügbar: <http://www.fissilematerials.org/library/rr09.pdf>; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Holcomb, D. (Vortrag am 15.10.2015, Oak Ridge): Molten Salt Reactors Today. Status & Challenges. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/05-Current%20MSR%20Status%20and%20Challenges_David%20Holcomb.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.
- Holcomb, D. (Vortrag am 24.01.2017, Schweiz): U.S. MSR Development Programs & Supportive Efforts. GIF Molten Salt Reactor pSSC. Online verfügbar: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/04_david_holcomb_usa_2017-03-09_11-36-11_401.pdf; letzter Abruf am 13.03.2017.
- Holdren, J. P. et al. (2003): The Economics Of Reprocessing Vs. Direct Disposal Of Spent Nuclear Fuel. Distributed by the Office of Scientific and Technical Information, U.S. Dept. of Energy. Pittsburgh, Pa.: National Energy Technology Laboratory (U.S.).
- Holt, M. & Nikitin, M. (2014): Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant and Plutonium Disposition: Management and Policy Issues (CRS Report 7-5700). Congressional Research Service.
- IAEA (1972): The Structure and Content of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (IAEA-INFCIRC Nr. 153). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria. Online verfügbar: <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infcircs/1972/infcirc153.pdf>; letzter Abruf am 31.03.2017.
- IAEA (1991): Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants (IAEA-TECDOC Nr. 626). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2005): Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges (IAEA-TECDOC Nr. 1450). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2006): Fast Reactor Database 2006 Update (IAEA-TECDOC-1531). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2007): Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation (IAEA-TECDOC-1569). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2009): Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants (IAEA-TECDOC Nr. 1624). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2010): Progress in Radioactive Graphite Waste Management (IAEA-TECDOC Nr. 1647). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria. Online verfügbar: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1647_web.pdf; letzter Abruf am 23.03.2017.
- IAEA (2012a): INPRO Collaborative Project: Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA) (IAEA-TECDOC Nr. 1684). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2012b): Status of Fast Reactor Research and Technology Development (IAEA-TECDOC-1691). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2012c): Status Of Small And Medium Sized Reactor Designs. A Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2014a): Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). IAEA - International Atomic Energy

- Agency, Vienna, Austria. Online verfügbar: https://www.iaea.org/nuclearenergy/nuclearpower/Downloadable/SMR/files/IAEA_SMR_Booklet_2014.pdf; letzter Abruf am 27.03.2017.
- IAEA (2014b): Progress in Methodologies for the Assessment of Passive Safety System Reliability in Advanced Reactors. Results from the Coordinated Research Project on Development of Advanced Methodologies for the Assessment of Passive Safety Systems Performance in Advanced Reactors (IAEA-TECDOC Nr. 1752). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria. Online verfügbar: <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/10783/Progress-in-Methodologies-for-the-Assessment-of-Passive-Safety-System-Reliability-in-Advanced-Reactors>; letzter Abruf am 27.03.2017.
- IAEA (2015a): Nuclear Fuel Cycle Information System. IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria. Online verfügbar: <https://infcis.iaea.org/NFCIS/About.cshtml>; letzter Abruf am 24.11.2015.
- IAEA (2015b): Nuclear Technology Review 2015. IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2015c): The Fukushima Daiichi Accident. Report by the Director General (GC(59)/14). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2016): Safety of Nuclear Power Plants: Design (Specific Safety Requirements SSR-2/1 (Rev. 1)). IAEA - International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA (2017): Power Reactor Information System (PRIS). Online verfügbar: <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>; letzter Abruf am 31.03.2017.
- IAEA & NEA (2016): Uranium 2016: Resources, Production and Demand. IAEA - International Atomic Energy Agency; NEA - OECD Nuclear Energy Agency, Paris, Vienna.
- IRSN (2015): Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire. Online verfügbar: http://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Documents/IRSN_Report-GenIV_04-2015.pdf; letzter Abruf am 09.03.2017.
- Isted, C.-L. (2011): Nuclear plant market unclear for at least a year: ASE president. *Nucleonics Week 24* (2011), S. 3–4.
- JNFL (2015): Operation Status. JNFL - Japan Nuclear Fuel Limited. Online verfügbar: <http://www.jnfl.co.jp/english/operation/>; letzter Abruf am November 2015.
- Jorgensen, L. (Vortrag am October 2015, Oak Ridge): ThorCon: Low Cost, Dependable, CO₂-free Power. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/20-ThorCon%20Overview%2050%20MSRE%20%281%29_LarsJorgensen.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.
- Kadak, A. C. (2016): The Status of the US High-Temperature Gas Reactors. *Engineering 1* (2016), S. 119–123.
- Kankeleit, E. et al. (1989): Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium (IANUS Arbeitsbericht 1/1989). IANUS - Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit, Darmstadt.
- Kim, B. G. et al. (2015): Comparison of diffusion coefficients and activation energies for Ag diffusion in silicon carbide. *Nuclear Engineering and Technology 5* (2015), S. 608–616.
- Kindt, T. & Haque, H. (1992): Recriticality of the HTR-Module Power Reactor after Hypothetical Accidents. *Nuclear Engineering and Design 1* (1992), S. 107.
- Kirchner, G. (1991): Reactivity effects of oil contamination in the primary cooling loop of a sodium-cooled fast reactor. In: American Nuclear Society (ANS), *Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety* (S. V-167 - V-173), 9-13 Sept. 1991, Oxford.

- Kirchner, G. et al. (2015): Gutachten "Transmutation". Öko-Institut e.V.; ZNF - Universität Hamburg, Zentrum für Naturwissenschaft und Friedensforschung, Hamburg/Darmstadt 08.12.2015. Online verfügbar: https://www.bundestag.de/blob/400438/f54e3da4bbe76395bce2e40721212379/kmat_48-data.pdf; letzter Abruf am 24.03.2017.
- Křepel, J. (Vortrag am 24.01.2017, Schweiz): Molten Salt Reactor Research in Switzerland. Online verfügbar: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/09_jiri_krepel_switzerland_2017-03-09_11-36-14_770.pdf; letzter Abruf am 13.03.2017.
- Küppers, C. et al. (2014): Der Versuchsreaktor AVR - Entstehung, Betrieb und Störfälle. Abschlussbericht der AVR-Expertengruppe.
- Kütt, M. et al. (2014): Plutonium Disposition in the BN-800 Fast Reactor. An Assessment of Plutonium Isotopes and Breeding. *Science & Global Security* 3 (2014), S. 188–208.
- Latkowski, J. (Vortrag am October 2015, Oak Ridge): TerraPower and the Molten Chloride Fast Reactor. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: <https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/16-151015%20-%20MCFR%20at%20TerraPowerJeffLatkowski.pdf>; letzter Abruf am 17.03.2017.
- LeBlanc, D. (Vortrag am 15.10.2015, Oak Ridge): The Integral Molten Salt Reactor. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: <https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/ORNL%20MSRE%20workshop%20Oct2015UPDATED%20ex%20Confi.pdf>; letzter Abruf am 17.03.2017.
- Li, F. (Vortrag am 08.04.2014, Vienna, Austria): HTR Progress in China. Technical Meeting on the Safety of High Temperature Gas Cooled Reactors in the Light of the Fukushima Daiichi Accident. Online verfügbar: https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2014/2014-04-08-04-11-TM-NPTDS/2_Li01.pdf; letzter Abruf am 08.04.2017.
- Liebert, W. et al. (1999): Review-Studie Fortgeschrittene Nuklearsysteme. Für das TA-Programm des Schweizerischen Wissenschaftsrates. IANUS - Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit; Öko-Institut e.V.
- Liebert, W. et al. (2009): Kernwaffenrelevante Materialien und Präventive Rüstungskontrolle. Uranfreie Brennstoffe zur Plutoniumbeseitigung und Spallationsneutronenquellen (Forschung / DSF, Bd. 20). Osnabrück: Dt. Stiftung Friedensforschung.
- MacLachlan, A. (2006): Argentina unveils ambitious plan for nuclear power expansion. *Nucleonics Week* 35 (2006), S. 9–10.
- Mankins, J. C. (1995): Technology Readiness Levels. A White Paper. NASA - Advanced Concepts Office, Office of Space Access and Technology.
- Mark, J. C. (1993): Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science & Global Security* (1993), S. 111–128.
- Martensson, A. (1992): Inherently Safe Reactors. *Energy Policy* (1992), S. 660–671.
- Mayorshin, A. et al. (2002): Experimental Transmutation of Neptunium in the BOR-60 Reactor in the Form of Vibropac UNpO₂ Fuel. In: OECD Nuclear Energy Agency (NEA), *Proceedings 7th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation* (S. 571–580), 14.-16. 10. 2002, Jeju, Republik Korea.
- Mazza, J. (Vortrag am 16.10.2015, Oak Ridge): Policy Activities That May Affect Non-Light Water Reactors. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/11-12NRC-DOE_Initiative_ORNL_2015_Jan%20Mazza.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.

- McCullough, C. (1947): Summary Report On Design And Development Of High Temperature Gas-Cooled Power Pile (MonN-383). ORNL - Oak Ridge National Laboratory.
- Middleton, B. et al. (2016): Assessment of Small Modular Reactor Suitability for Use On or Near Air Force Space Command Installations (SAND2016-2600). SNL - Sandia National Laboratories, Albuquerque.
- Minato, K. et al. (2000): Fission Product Release Behavior of Individual Coated Fuel Particles for High-Temperature Gas-Cooled Reactors. *Nuclear Technology* (2000), S. 36–47.
- Moormann, R. (2008): Fission Product Transport and Source Terms in HTRs: Experience from AVR Pebble Bed Reactor. *Science and Technology of Nuclear Installations* (2008), S. 12.
- Moormann, R. (2008b): Safety Re-Evaluation of the AVR Pebble Bed Reactor Operation and Its Consequences for Future HTR Concepts. Forschungszentrum Jülich.
- Moormann, R. (2011): Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs. *Science and Technology of Nuclear Installations 1-2* (2011), S. 1–13.
- Morris, R. et al. (2004): TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents. NRC - Nuclear Regulatory Commission, Washington, D. C.
- NEA (2002): Passive System Reliability - A Challenge to reliability engineering and licensing of advanced nuclear power plants. Proceedings of an International Workshop hosted by the Commissariat à l’Energie Atomique (CEA). Held in Cadarache, France 4th-6th March 2002 (NEA/CSNI/R(2002)10). NEA - OECD Nuclear Energy Agency.
- NEA (2012): Homogeneous versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors (NEA-7077). Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA (2015): Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle. Short- to long-term considerations (Nr. 7224). NEA - OECD Nuclear Energy Agency.
- NEA (2016): Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment (NEA No. 7213). NEA - OECD Nuclear Energy Agency.
- NEI (2016): Russian reactions. Focus on Russia - Fast reactors. *Nuclear Engineering International* June (2016), S. 22–24.
- NEI (May 2009): Official Figures Show Scale of Sellafield MOX Plant losses. *Nuclear Engineering International*, S. 5.
- NEI (September 2011): UK MOX Plant to close. *Nuclear Engineering International*, S. 9.
- Neles, J. M. & Pistner, C. (Hg.) (2012): *Kerntechnik. Eine Technik für die Zukunft?* (Technik im Fokus). Berlin, Heidelberg: Springer Vieweg.
- Nishihara, T. et al. (2011): Experience and Future Plan of Test Operation Using HTTR. In: American Society of Mechanical Engineers (ASME), *Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering - 2010* (S. 79–84), May 17–21, 2010, Xi’an, China. Fairfield.
- NNL (2010): The Thorium Fuel Cycle. The Thorium Fuel Cycle An independent assessment by the UK National Nuclear Laboratory (Position Paper). NNL - UK National Nuclear Laboratory, Warrington, U.K.
- NRC (2016): NRC Vision and Strategy: Safely Achieving Effective and Efficient Non-Light Water Reactor Mission Readiness. NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar: <https://www.nrc.gov/docs/ML1635/ML16356A670.pdf>; letzter Abruf am 13.03.2017.
- NRC & ORNL (2014): Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle (NUREG/CR-7176). NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission; ORNL - Oak Ridge National Laboratory.

- Nuklearforum Schweiz (2017): Japan: Monju wird stillgelegt. Online verfügbar: <http://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/japan-monju-wird-stillgelegt>; letzter Abruf am 14.04.2017.
- NuScale Power (2017): NuScale Power, LLC Design Accepted for Review by U.S. NRC. Online verfügbar: <http://newsroom.nuscalepower.com/press-release/nuscale-power-llc-design-accepted-review-us-nrc>; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Pautz, A. (Vortrag am 24.01.2017, Schweiz): Welcome to the Molten Salt Reactor Workshop at PSI. Online verfügbar: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/01_andreas_pautz_switzerland_2017-03-09_11-36-12_454.pdf; letzter Abruf am 13.03.2017.
- Peterson, P. (Vortrag am 15.10.2015, Oak Ridge): MSR for the Future. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/06MSR_Workshop_Future_of_MSR_10-15-15_PerPeterson.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.
- Ramana, M. (2015): The Forgotten History of Small Nuclear Reactors. Economics killed small nuclear power plants in the past - and probably will keep doing so. Online verfügbar: <http://spectrum.ieee.org/energy/nuclear/the-forgotten-history-of-small-nuclear-reactors>; letzter Abruf am 24.03.2017.
- Ramana, M. V. (2016): The Checkered Operational History of High Temperature Gas Cooled Reactors. *Bulletin of the Atomic Scientist* (2016), S. 171–179.
- Redmond, E. (Vortrag am 15.10.2015, Oak Ridge): Future of Nuclear Power in the United States. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/13-NEI%20presentation%20ORNL%20Molten%20Salt%20workshop%20oct%202015_EverettRedmond.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.
- Renn, O. (Hg.) (2014): Partitionierung und Transmutation, Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche Implikationen. acatech STUDIE. München: Herbert Utz Verlag GmbH.
- Reutler, H. & Lohnert, G. H. (1984): Advantages of going modular in HTRs. *Nuclear Engineering and Design* 2 (1984), S. 129–136.
- Rosner, R. & Goldberg, S. (2011): Small Modular Reactors – Key to Future Nuclear Power Generation in the U.S. Energy Policy Institute at Chicago; University of Chicago.
- Salvatores, M. et al. (2015): Physics challenges for advanced fuel cycle assessment. *Journal of Nuclear Science and Technology* 1 (2015), S. 1–16.
- Schlögel, B. (Vortrag am 26.11.2009, Villigen, Schweiz): Graphite Dust in AVR. Introduction Meeting on the Planned PSI Research Project on HTR graphite dust issues. Online verfügbar: <http://sacre.web.psi.ch/HTR/Part-Pres/Graphite%20Dust%20in%20AVR%20-%20PSI.pdf>; letzter Abruf am 30.09.2016.
- Schmidt, G. et al. (2013): Endlagerproblematik – Können Partitionierung und Transmutation helfen? *Technikfolgenabschätzung – Theorie und Praxis* 3 (2013), S. 52–58. Online verfügbar: http://www.tatup-journal.de/tatup133_scu13a.php; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Schneider, M. & Froggatt, A. (2016): The World Nuclear Industry Status Report 2016. Mycle Schneider Consulting, Paris, London, Tokyo.
- Shams, A. et al. (2014): Researchers Solve Big Mysteries of Pebble Bed Reactor. *atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie* 161–163 (2014).
- Sun, K. et al. (2011): An Optimization Study for the Safety and Performance Parameters of a 3600 MWth Sodium-cooled Fast Reactor. In: French Nuclear Energy Society (SFEN), *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants ICAPP*, 2.-5. 5. 2011, Nizza.

- Taube, M. & Heer, W. (1980): Reactor with very low fission product inventory (EIR-Bericht Nr. 411). Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, Würenlingen, Schweiz. Online verfügbar: <http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/EIR-411.pdf>; letzter Abruf am 13.03.2017.
- University of Chicago (2004): The Economic Future of Nuclear Power. A Study Conducted at The University of Chicago. University of Chicago.
- USA & Russia (2010): U.S.-Russian Plutonium Management and Disposition Agreement. USA - Government of the United States of America; Russia - Government of the Russian Federation. Online verfügbar: <http://ipfmlibrary.org/PMDA2010.pdf>; letzter Abruf am 27.10.2015.
- Vasile, A. (Vortrag am 16.05.2016, Buenos Aires, Argentina): Nuclear In France And Fast Reactors Program. 49 Meeting of the Technical Working Group on Fast Reactors. Online verfügbar: https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2016/2016-05-16-05-20-NPES/4.0_France_49th-TWG-FR.pdf; letzter Abruf am 27.04.2017.
- Wahlen, E. et al. (2000): Status of the AVR Decommissioning Project With Special Regard to the Inspection of the Core Cavity for Residual Fuel. WM '00 Conference. Waste Management Symposium, Tucson, AZ.
- Walker, R. et al. (1983): Characterisation of Actinide Physics Specimen for the US/UK Joint Experiment in the Dounreay Prototype Fast Reactor (ORNL-5986). Oak Ridge National Laboratory.
- WENRA (2013): Safety of new NPP designs. WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association. Online verfügbar: http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf; letzter Abruf am 30.03.2017.
- WENRA (2014): WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association. Online verfügbar: http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/09/19/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_september_2014.pdf; letzter Abruf am 12.10.2015.
- WNA (2015): Generation IV Nuclear Reactors (Updated July 2015). WNA - World Nuclear Association. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Generation-IV-Nuclear-Reactors/>; letzter Abruf am 31.07.2015.
- WNA (2016a): Molten Salt Reactors. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>; letzter Abruf am 16.03.2017.
- WNA (2016b): Nuclear Process Heat for Industry. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>; letzter Abruf am 23.03.2017.
- WNA (2016c): World Nuclear Association Image Library. High Temperature Reactor. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>; letzter Abruf am 23.03.2017.
- WNA (2017a): Fast Neutron Reactors (Updated October 2017). WNA - World Nuclear Association. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/>; letzter Abruf am 01.04.2017.
- WNA (2017b): Small Nuclear Power Reactors. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>; letzter Abruf am 30.03.2017.
- WNN (2016): China, Saudi Arabia agree to build HTR. 26.01.2016. World Nuclear News. Online verfügbar: <http://www.world-nuclear-news.org/NN-China-Saudi-Arabia-agree-to-build-HTR-2001164.html>; letzter Abruf am 27.04.2017.
- Wu, X. et al. (Vortrag am 16.10.2015, Oak Ridge): Tritium Management in FHRs. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online

verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/7Tritium%20Management%20in%20FHRs%20Sun%20Final_XiaodongSun.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.

- Xie, Y. & Freebairn, W. (2011): Korean small reactor in final stage of design review: Kaeri. *Nuclear Week* 45 (2011), S. 9–10.
- Xu, H. (Vortrag am 15.10.2015, Oak Ridge): China's TMSR Programm. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Online verfügbar: https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/10-China%27s%20TMSR%20programm_HongjieXu.%20pptx.pdf; letzter Abruf am 17.03.2017.
- Yelland, C. & Potgieter, P. (2017): Interview: Eskoms's chief nuclear officer on renewed interest in the Pebble Bed Modular Reactor. 30.03.2017. *Daily Maverick*. Online verfügbar: <https://www.dailymaverick.co.za/article/2017-03-30-interview-eskoms-chief-nuclear-officer-on-renewed-interest-in->; letzter Abruf am 30.03.2017.
- Zhang, Z. et al. (2005): Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor. *Nuclear Technology* (2005), S. 253–264.
- Zhang, Z. et al. (2016): The Shandong Shidao Bay 200 MWe High-Temperature Gas-Cooled Reactor Pebble-Bed Module (HTR-PM) Demonstration Power Plant. *An Engineering and Technological Innovation. Engineering* 1 (2016), S. 112–118.